

女川原子力発電所 2 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 3 0 年 6 月

東北電力株式会社

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 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故時の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

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

- 2.1 可搬型設備等による対応

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

< 目次 >

1.4.1 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. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

c. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(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

(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

- (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
 - (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
 - (a) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却
 - (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 - (c) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順
- (1) フロントライン系故障時の対応手順
 - a. 低圧代替注水
 - (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
 - i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水
 - ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水
 - (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
 - (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
 - (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.4.2.3 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（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水
 - (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水
 - (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱
- 1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.4.3 重大事故等対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
2. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

添付資料 1.4.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却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 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却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。
 - (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却
 - a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。
 - (2) 復旧
 - a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による冷却機能である。

また、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.4.1 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

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対応設備として、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系を設置している。

発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対応設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。

これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、これらを重大事故等対応設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対応に用いるが、設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、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応設備を選定する（第1.4.1図）。

また、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対応設備を選定する。

重大事故等対応設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備*を選定する。

※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応設備により、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四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対応設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等の対応に用いる。

残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ

- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ
- ・低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・原子炉圧力容器
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障を想定する。

さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。

設計基準事故対処設備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第 1.4.1 表に整理する。

a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水移送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 補給水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 A 系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 B 系 配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・ 燃料プール補給水系 弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 補給水系 配管
- ・ 直流駆動低圧注水系 配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ
- ・ 燃料プール補給水系 弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で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

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(iii) ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却

ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、残留熱除去系 A 系配管・弁、高圧炉心スプレー系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、直流駆動低圧注水ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管、直流駆動低圧注水系配管・弁、高圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ、燃料プール補給水系弁、原子炉压力容器、常設代替直流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの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 1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

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

- ・ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

- ・残留熱除去系 B 系 配管・弁

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を使用する場合には、残留熱除去系 A 系配管と同等の流量は確保できないが、残留熱除去系 A 系注入配管からの注水ができない場合に、発電用原子炉を冷却する手段とし

て有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水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）を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。

常設代替交流電源設備を用いて電源の供給を継続並びに原子炉補機代替冷却水系として用いる大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへ燃料を補給し、冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

なお、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、「b. (b) i. 復旧」にて整備する。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッションチェンバ
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

また、残留熱除去系ポンプ、サプレッションチェンバ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの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 1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

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する場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプにより残存した溶融炉心を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却
低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水移送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 補給水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 A 系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 B 系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・ 燃料プール補給水系 弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・ 淡水貯水槽（No. 1）
- ・ 淡水貯水槽（No. 2）
- ・ ホース延長回収車
- ・ ホース・注水用ヘッダ・接続口

- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(iii) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却

ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、残留熱除去系 A 系配管・弁、高圧炉心スプレー系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

(添付資料 1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により、熔融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合においても、残存した熔融炉心を冷却することができる。

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

- ・ 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁

残留熱除去系 A 系配管からの注水と同等の流量は確保できないが、スプレイ水による原子炉気相部の冷却効果が期待できるため、設備が健全であれば残存熔融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・ 残留熱除去系 B 系 配管・弁

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を使用する場合には、残留熱除去系 A 系配管と同等の流量は確保できないが、設備が健全であれば残存熔融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・ ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、残存した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低压代替注水

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低压注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低压炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 低压代替注水」で選定した設備と同様である。

なお、発電用原子炉停止中における低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の残留熱除去系 B 系配管を使用する場合の注水能力は、残留熱除去系 A 系配管を使用した場合と同様である。

また、発電用原子炉停止中における低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水ポンプ）を使用する場合は、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）と同等の流量は確保できないが、発電用原子炉を冷却する手段として有効であるため、自主対策設備として位置付ける。

以上の設備により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備

である残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。

常設代替交流電源設備を用いて電源の供給を継続並びに原子炉補機代替冷却水系として用いる大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへ燃料を補給し、冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

また、残留熱除去系ポンプ、原子炉再循環系配管・ジェットポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁及び原子炉補機冷却水系（原子炉

補機冷却海水系を含む)は重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置付ける。

これらの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 1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。

c. 手順等

上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書(徴候ベース)、非常時操作手順書(シビアアクシデント)、非常時操作手順書(プラント停止中)、非常時操作手順書(設備別)及び重大事故等対応要領書に定める(第 1.4.1 表)。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する(第 1.4.2 表、第 1.4.3 表)。

(添付資料 1.4.2)

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

復水給水系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への代替注水を同時並行で準備する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、上記代替注水手段のうちポンプ1台以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、交流電源が確保されている場合にあつては、上記代替注水手段のうち低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低圧代替注水系（可搬型）1系以上を起動し、全交流動力電源が喪失している場合にあつては、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。

原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した代替注水手段のうち、低圧代替注水系（可搬型）、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、ろ過水ポンプの順で選択する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

復水給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ず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.3図に、概要図を第1.4.7図に、タイムチャートを第1.4.8図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系

(常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。

② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び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。

③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{※1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{※2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。

※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水圧系ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。

※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。

④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作 (復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作) を実施する。

⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプ (2 台) の起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁及び RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の全開操作を実施する。

⑥^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁及び RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の全開操作を実施する。

⑦ 発電課長は、注水のための系統構成完了を確認後、運転員に原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの出口圧力以下であることを確認後、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水開始の確認を指示する。

⑧^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の調整開操作を実施する。

⑧^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の調整開操作を実施する。

⑨^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レ

ベル 8) の間で維持する。

⑨^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。

ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失している場合において、復水給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ず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.2 図及び第 1.4.3 図に、概要図を第 1.4.9 図に、タイムチャートを第 1.4.10 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び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。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、系統構成として、HPCS 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、FPMUW ポンプ吸込弁の全閉操作並びに直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁及び直流駆動低圧注水系流量調整弁の全開操作を実施する。

- ⑤ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水ポンプの起動操作を実施し、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑥ 発電課長は、注水のための系統構成完了を確認後、運転員に原子炉圧力容器内の圧力が直流駆動低圧注水ポンプの出口圧力以下であることを確認後、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始の確認を指示する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水系流量調整弁の調整開操作を実施する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。
なお、原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位高（レベル 8）に到達後、原子炉圧力容器への注水を停止する。その後、原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル 2）に到達した場合に注水を再開し、原子炉水位高（レベル 8）に到達後、注水を停止する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 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（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始まで 35 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、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.4.3)

(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

i. 手順着手の判断基準

復水給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ず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

ii. 操作手順

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の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.4.2 図及び第 1.4.3 図に、概要図を第 1.4.11 図に、タイムチャートを第 1.4.12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホース敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電気作動弁及び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 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、送水準備完了を確認後、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、原子炉・格納容器下部注水弁の全開操作及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁のどちらかの全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 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 6 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、防護具、通信連絡設備等を

整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）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、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで夜間の作業性を確保している。

（添付資料 1.4.3）

(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

復水給水系、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ず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

ii. 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.4.3 図に、概要図を第 1.4.13 図に、タイムチャートを第 1.4.14 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容

器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.30 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合には、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）が使用可能な場合において低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了している場合は、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。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合、又は低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了していない場合において復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。復水貯蔵タンクが使用できない場合は、ろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

交流電源が確保できない場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。

なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を実施する場合の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系 A 系注入配管

優先②：残留熱除去系 B 系注入配管

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 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又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、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ができない場合は、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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水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注水する。

なお、常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

i. 手順着手の判断基準

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）が復旧された場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系（A）（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。手順の対応フローを第 1.4.2 図及び第 1.4.3 図に、概要図を第 1.4.15 図に、タイムチャートを第 1.4.16 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
 - ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系（A）（低圧注水モード）の起動に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
 - ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ（A）出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後、発電課長に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。
 - ④ 発電課長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ（A）の出口圧力以下であることを確認後、運転員に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
 - ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全開して原子炉圧力容器への注水を開始する。
 - ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。
- ※：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全閉後、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を全開してスプレイを実施する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、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。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.30 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転が可能な場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。

発電用原子炉停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施する。

(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

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、原子炉格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水（残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管が使用可能である場合は、原子炉ヘッドスプレイ水により残存した溶融炉心を冷却する。）することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1} 及び破損によるパラメータの変化^{※2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※3}。

※1：「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喪失、制御棒の位置表示の喪失数増加、制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加、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。

※2：「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、原子炉格納容器下部の温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

※3：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（崩壊熱相当）が確保できる場合。

なお、原子炉圧力容器への注水と同時に復水移送ポンプによるドライウェ

ルスプレイ及び原子炉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必要となった場合は、以下の優先順とする。

1. ドライウェルスプレイ
2. 原子炉圧力容器への注水
3. 原子炉格納容器下部への注水

ii. 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.4 図に、概要図を第 1.4.17 図に、タイムチャートを第 1.4.18 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却に必要なポンプ、電気作動弁及び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。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{※1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{※2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水圧系ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。
※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプ（2 台）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥^c 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却開始を指示する。
- ⑧^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開

操作を実施する。

- ⑧^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレーライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧^c 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレー配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑨^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑨^c 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却開始まで 20 分以内で可能である。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1} 及び破損によるパラメータの変化^{※2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「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喪失、制御棒の位置表示の喪失数増加、制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加、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。

※2：「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、原子炉格納容器下

部の温度の低下, 原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ii. 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却手順の概要（残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管又は残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順は，残留熱除去系 A 系注入配管を使用した手順と同様）。

手順の対応フローを第 1.4.4 図に，概要図を第 1.4.19 図に，タイムチャートを第 1.4.20 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却準備開始を指示する。
- ② 発電課長は，発電所対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却準備のため，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホース敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却に必要な電気作動弁及び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 中央制御室運転員 A は，復水補給水系バイパス流防止として，T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は，RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑤^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続を行い，大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は，送水準備完了を確認後，大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後，原子炉・格納容器下部注水弁の全開操作及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁のどちらかの全開操作を実施し，発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は，運転員に低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の

冷却の開始を指示する。

- ⑩^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑩^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑪^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑪^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低压代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却開始まで 6 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、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）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、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで夜間の作業性を確保している。

（添付資料 1. 4. 3）

(c) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1}及び破損によるパラメータの変化^{※2}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、原子炉圧力容器への注水が可能なる場合^{※3}。

※1：「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喪失、制御棒の位置表示の喪失数増加、制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加、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。

※2：「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，原子炉格納容器下部の温度の低下，原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。
※3：ろ過水ポンプにより原子炉圧力容器への注水に必要な流量（崩壊熱相当）が確保できる場合。

なお，原子炉圧力容器への注水と同時にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水が必要となった場合には，以下の優先順とする。

1. 原子炉圧力容器への注水
2. 原子炉格納容器下部への注水

ii. 操作手順

ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却手順の概要（原子炉ヘッドスプレイ配管又は残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順は，残留熱除去系 A 系注入配管を使用した手順と同様）。手順の対応フローを第 1.4.4 図に，概要図を第 1.4.21 図に，タイムチャートを第 1.4.22 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却に必要なポンプ，電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，復水補給水系バイパス流防止として，T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は，ろ過水ポンプの起動操作を実施し，ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，系統構成として，FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は，RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は，運転員にろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却開始を指示する。
- ⑧^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は，RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。

⑨^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、残存熔融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。

⑨^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、残存熔融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる残存熔融炉心の冷却開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.30 図に示す。

代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合には、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において低压代替注水系 (可搬型) の準備が完了している場合は、低压代替注水系 (可搬型) により原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は低压代替注水系 (可搬型) の準備が完了していない場合において復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) により原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。復水貯蔵タンクが使用できない場合は、ろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。

いずれの対応手段を選択する場合においても、原子炉ヘッドスプレイ配管が使用可能である場合は、原子炉ヘッドスプレイ水により残存した熔融炉心の冷却を行う。

なお、低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) を実施する場合において、原子炉ヘッドスプレイ配管が使用できない場合の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系 A 系注入配管

優先②：残留熱除去系 B 系注入配管

1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水

i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に非常用炉心冷却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維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に、概要図を第 1.4.23 図に示す。また、タイムチャートは第 1.4.8 図と同様である。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水準備開始を指示する。

② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び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。

③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{※1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{※2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。

※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水圧系ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。

※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。

④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。

⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプ（1 台以上）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。

- ⑥^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。
- ⑨^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。
- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

「1.4.2.1(1)a.(a) i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」と同様。

ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に全交流動力電源が喪失している場合において、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ず、原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に、概要図を第 1.4.24 図に示す。また、タイムチャート

は第 1.4.10 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び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。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、系統構成として、HPCS 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、FPMUW ポンプ吸込弁の全閉操作並びに直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁の全開操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水ポンプの起動操作を実施し、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水系流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

「1.4.2.1(1)a.(a)ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」と同様。

(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

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に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ず、原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合。

ii. 操作手順

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の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に示す。また、概要図は第 1.4.11 図と、タイムチャートは第 1.4.12 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置、ホース敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電気作動弁及び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 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、送水準備完了を確認後、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動後、原子炉・格納容器下部注水弁の全開操作及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁のどちらかの全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。

iii. 操作の成立性

「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」と同様。

(c)ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に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ず、原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合。

ii. 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に示す。また、概要図は第 1.4.13 図と、タイムチャートを第 1.4.14 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。

iii. 操作の成立性

「1.4.2.1(1) a. (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」と同様。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.30 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合には、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）が使用可能な場合において低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了している場合は、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。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合、又は低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了していない場合において復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。復水貯蔵タンクが使用できない場合は、ろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

交流電源が確保できない場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。

なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を実施する場合の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系 A 系注入配管

優先②：残留熱除去系 B 系注入配管

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。

なお、常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

i. 手順着手の判断基準

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（原子炉停止時冷却モード）が復旧された場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系（A）（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.4.5 図に、概要図を第 1.4.25 図に、タイムチャートを第 1.4.26 図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を

指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) の起動に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル 3) 以上に維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁及び原子炉再循環ポンプ (A) 吐出弁の全開操作並びに RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁、RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁、RHR ポンプ (A) 停止時冷却吸込弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁自動開防止措置を実施し、残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) 運転の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力にて確認後、RHR A 系停止時冷却注入隔離弁を開操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器 (A) 出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱量を調整する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始まで 30 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.30 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の運転が可能な場合は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) により発電用原子炉からの除熱を実施する。原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の運転ができない場合は、原子炉補機代替

冷却水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。

1.4.2.3 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（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系が健全な場合は、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、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。

a. 手順着手の判断基準

復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー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）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（低圧注水モード）又は残留熱除去系（C）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。概要図を第 1.4.27 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1）又はドライウエル圧力高）により残留熱除去系ポンプ（A）が起動し、残留熱除去系ポンプ（A）出口圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、発電課長に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。
- ③ 発電課長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ（A）の出口圧力以下であることを確認後、運転員に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1）及び注入隔離弁差圧低、又はドライウエル圧力高及び注入隔離弁差圧低）により RHR A 系 LPCI 注入隔離弁が全開となったことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上

昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

※：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全閉後、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を全開してスプレイを実施する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。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) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、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低圧炉心スプレイ系を起動し、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。

a. 手順着手の判断基準

復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉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）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

b. 操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.28 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1）又はドライウエル圧力高）により低圧炉心スプレイ系が起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、発電課長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。
- ③ 発電課長は、原子炉圧力容器内の圧力が低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力以下であることを確認後、運転員に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号

(原子炉水位低 (レベル 1) 及び注入隔離弁差压低, 又はドライウェル圧力高及び注入隔離弁差压低) により LPCS 注入隔離弁が全開となったことを確認する。

- ⑤ 中央制御室運転員 A は, 原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し, 発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。

c. 操作の成立性

上記の操作は, 中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。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。

(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱

残留熱除去系が健全な場合は, 中央制御室からの手動操作により残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) を起動し, 発電用原子炉からの除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル 3) 以上で維持され, かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。

b. 操作手順

残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系 (B) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱手順も同様)。概要図を第 1.4.29 図に示す。

- ① 発電課長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員に残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は, 残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) の起動に必要なポンプ, 電気作動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること, 原子炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル 3) 以上に維持されていること, 原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は, 系統構成として, RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁, RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁及び原子炉再循環ポンプ (A) 吐出弁の全閉操作並びに RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁, RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁及び RHR ポンプ (A) 停止時冷却吸込弁の全開操作を実施する。

- ④中央制御室運転員 A は、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁自動開防止措置を実施し、残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) 運転の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が上昇したことを確認後、RHR A 系停止時冷却注入隔離弁を開操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器 (A) 出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱量を調整する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。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。

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系への原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順は、「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。

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水ポンプ、ろ過水ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電気作動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車、大容量送水ポンプ (タイプ I) 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。

第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/8)
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

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	対応設備	手順書
重大事故等対処設備(設計基準拡張)	—	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ※6 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書(微候ベース)「水位確保」等 非常時操作手順書(設備別)「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッションチェンバ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書(微候ベース)「水位確保」等 非常時操作手順書(設備別)「低圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁 原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書(プラント停止中)「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書(設備別)「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 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。

※4: 原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

※6: 残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/8）
（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

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	対応設備	手順書	
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） による発電用原子炉の冷却 （復水移送ポンプ）	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 A系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	
			非常用交流電源設備 ※2		重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			残留熱除去系 B系 配管・弁		自主対策 設備
		低圧代替注水系（常設） による発電用原子炉の冷却 （直流駆動低圧注水ポンプ）	直流駆動低圧注水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「直流駆動低圧注水ポンプによる 原子炉注水」	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：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。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/8）

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

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	対応設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による送水」 ※1
			非常用交流電源設備 ※2	
淡水貯水槽（No. 1） ※1， ※5 淡水貯水槽（No. 2） ※1， ※5	自主対策設備			
		ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位回復」等 非常時操作手順書 （設備別） 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：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。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/8）
（発電用原子炉運転中のサポート系故障時）

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
サポート系故障	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉压力容器 原子炉補機代替冷却水系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ※6 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：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。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/8）
 （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

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
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 A系 配管・弁 ※4 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書（設備別）「復水移送ポンプによる原子炉注水」
			残留熱除去系 B系 配管・弁 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁	
		低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	大容量送水ポンプ（タイプ I） ホース・注水用ヘッダ・接続口 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-4」 重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプ（タイプ I）による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ（タイプ I 又はタイプ II）による送水」 ※1
			淡水貯水槽（No. 1） ※1， ※5 淡水貯水槽（No. 2） ※1， ※5 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁	
ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書（設備別）「ろ過水ポンプによる原子炉注水」		

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：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。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6/8）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

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	対応設備	手順書		
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード） （原子炉停止時冷却モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ） による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 A系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	
			非常用交流電源設備 ※2			自主対策設備
			残留熱除去系 B系 配管・弁			
		低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水ポンプ） による発電用原子炉の冷却	直流駆動低圧注水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 （設備別） 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：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。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7/8）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

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	対応設備	手順書	
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード） （原子炉停止時冷却モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による送水」 ※1	
			非常用交流電源設備 ※2		重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			淡水貯水槽（No. 1） ※1， ※5 淡水貯水槽（No. 2） ※1， ※5		自主対策設備
		ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 （設備別） 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」		

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：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。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8/8）
 （発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

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	
サポート系故障	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却水系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備 重大事故等対応設備（設計基準拡張）	非常時操作手順書（プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」
			残留熱除去系ポンプ 原子炉再循環系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）		

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：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。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

第 1.4.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/13)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 ii. 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水		
	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位
電源の確保			125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
水源の確保			復水貯蔵タンク水位
操作		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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
		補機監視機能	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (2/13)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (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			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプ II) による送水」	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)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
		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)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (3/13)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) ろ過水ポンプによる原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位回復」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (4/13)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (5/13)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)		
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による残存溶融炉心の冷却				
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度	
		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)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 ・原子炉格納容器下部温度	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	
		制御棒の位置	制御棒位置指示系	
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度	
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
		操作	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)
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
	原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量	
	補機監視機能		復水移送ポンプ出口圧力	
	水源の確保		復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (6/13)

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)		
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却				
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプ II) による送水」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度	
		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)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 ・原子炉格納容器下部温度	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	
		制御棒の位置	制御棒位置指示系	
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度	
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	
		操作	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)
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
	原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量	
	水源の確保		淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	

監視計器一覧 (7/13)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	ろ過水タンク水位	
	操作	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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (8/13)

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)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	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) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 ii. 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	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) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
		補機監視機能	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (9/13)

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)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (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			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプ II) による送水」	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) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	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) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (10/13)

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)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) ろ過水ポンプによる原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (11/13)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用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 (a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉停止時冷却運転」	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) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	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) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口温度

監視計器一覧 (12/13)

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)	
1.4.2.3 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 (低圧注水モード) による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (C) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「低圧炉心スプレイ系ポンプ による原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (13/13)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉停止時冷却運転」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口温度

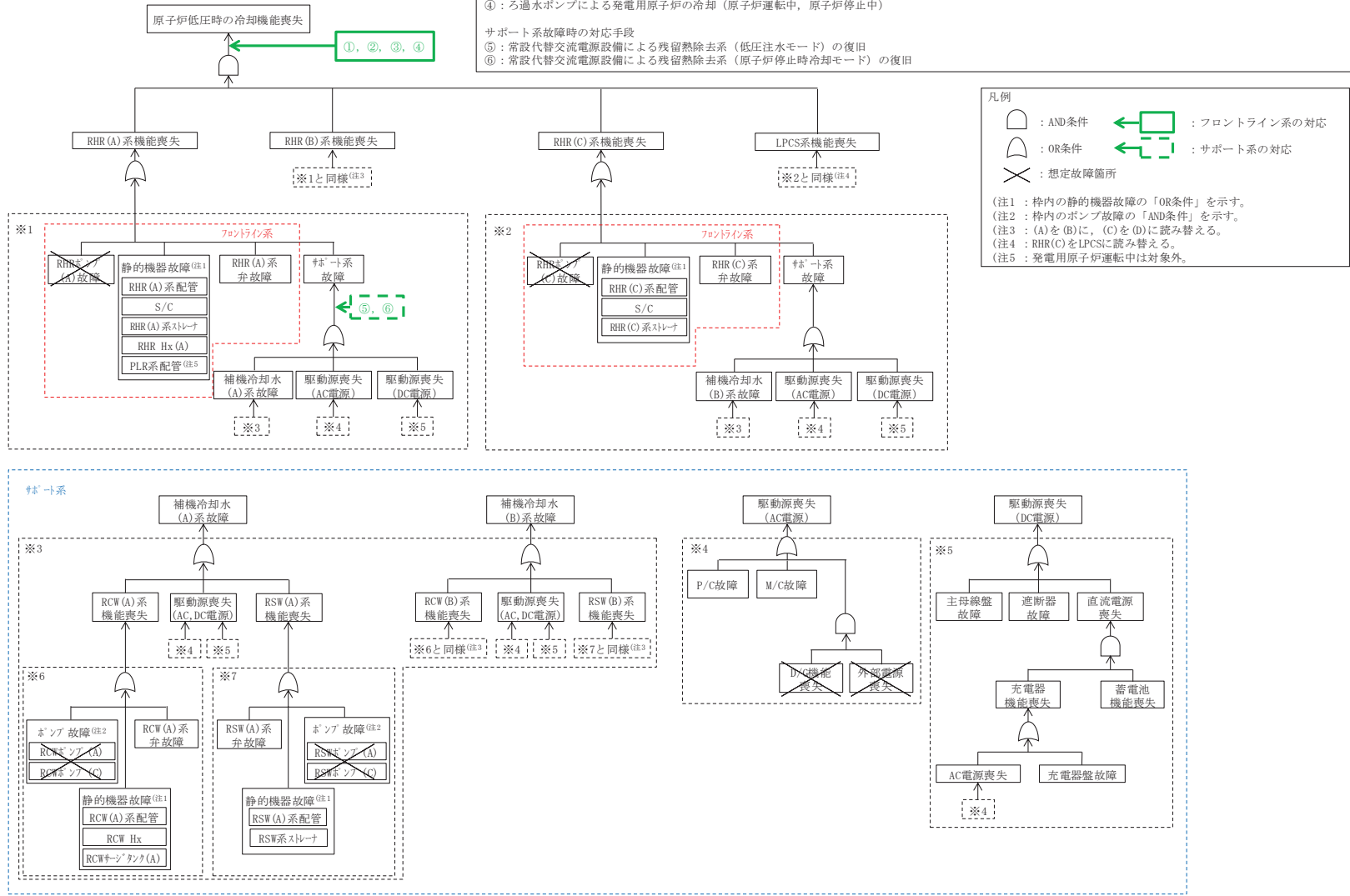
第 1.4.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.4】 原子炉冷却材圧力 バウンダリ低圧時 に発電用原子炉を 冷却するための手 順等	復水移送ポンプ 復水補給水系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	燃料プール補給水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	直流駆動低圧注水ポンプ	常設代替交流電源設備	250V 直流主母線
		可搬型代替交流電源設備	250V 直流主母線
		常設代替直流電源設備	250V 直流主母線
		可搬型代替直流電源設備	250V 直流主母線
	直流駆動低圧注水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用高圧母線 2C 系
			非常用高圧母線 2D 系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	原子炉再循環系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
所内常設蓄電式直流電源設備		125V 直流主母線 2A	
		125V 直流主母線 2B	
常設代替直流電源設備		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	
可搬型代替直流電源設備		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	

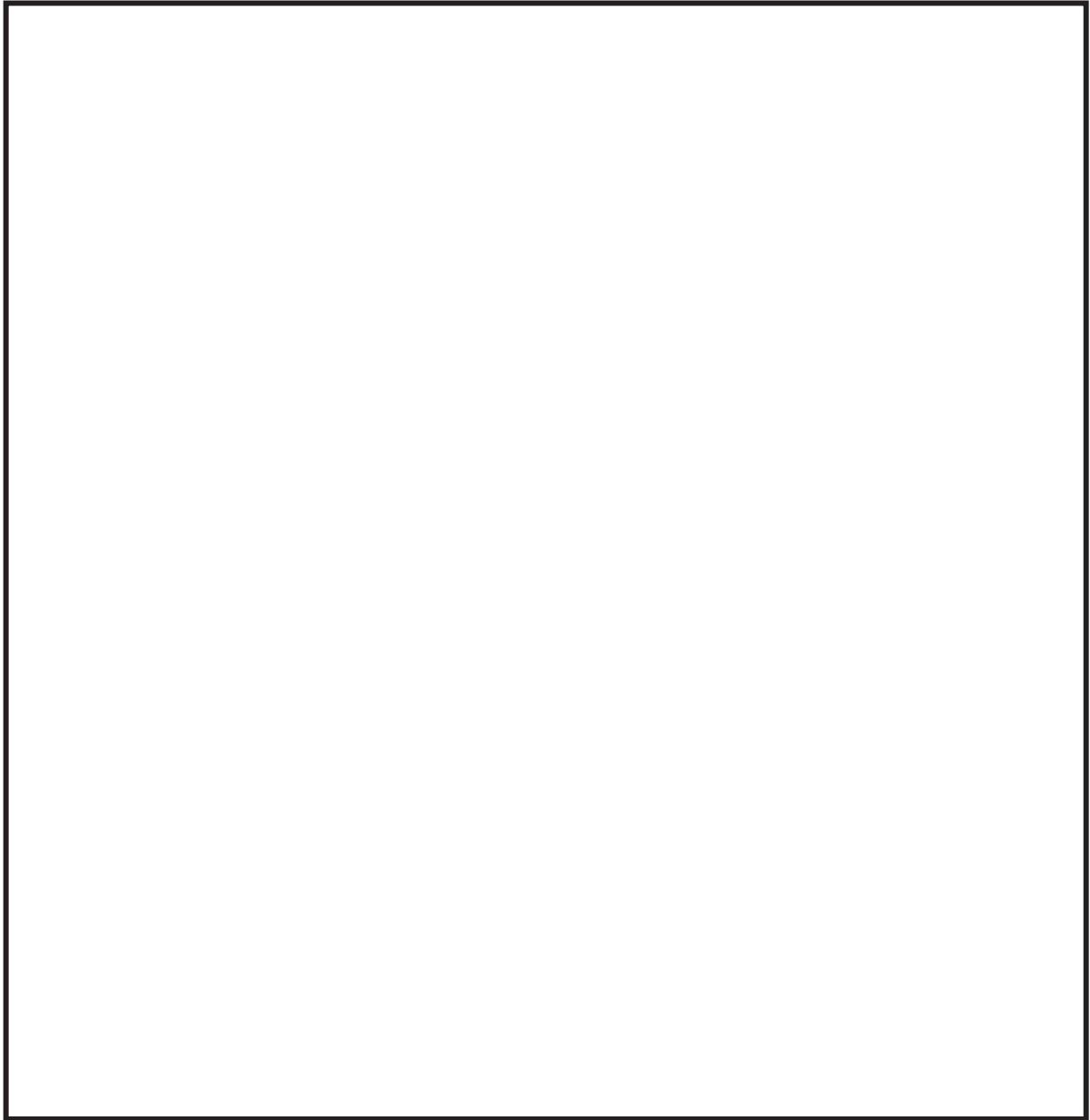
※：供給負荷は監視計器

フロントライン系故障時の対応手段
 ①：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉運転中，発電用原子炉停止中）
 ②：低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉運転中，発電用原子炉停止中）[全交流動力電源が喪失している場合]
 ③：低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉運転中，発電用原子炉停止中）
 ④：ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却（原子炉運転中，原子炉停止中）

サポート系故障時の対応手段
 ⑤：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧
 ⑥：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

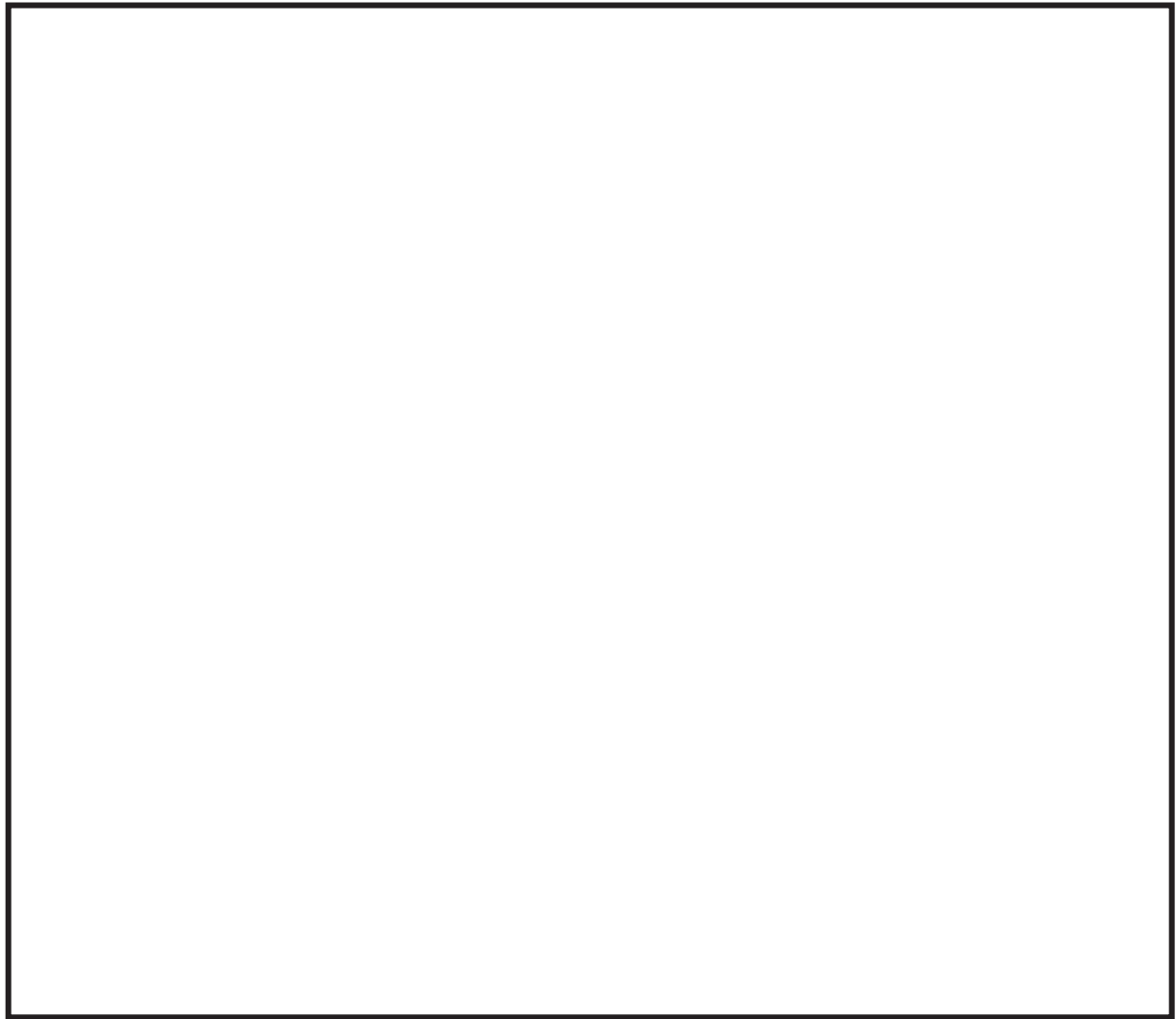


第 1. 4. 1 図 機能喪失原因対策分析



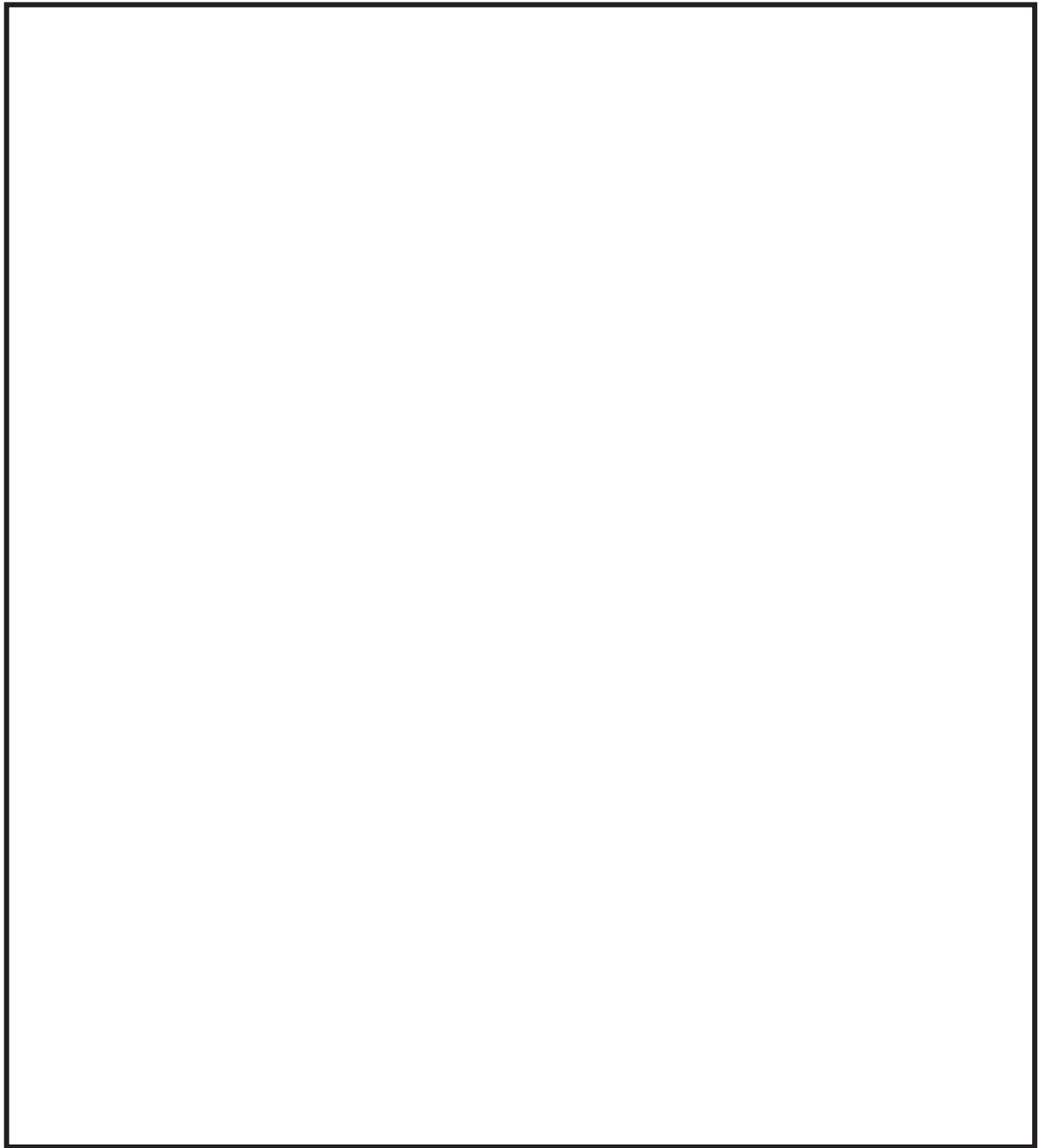
第 1.4.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



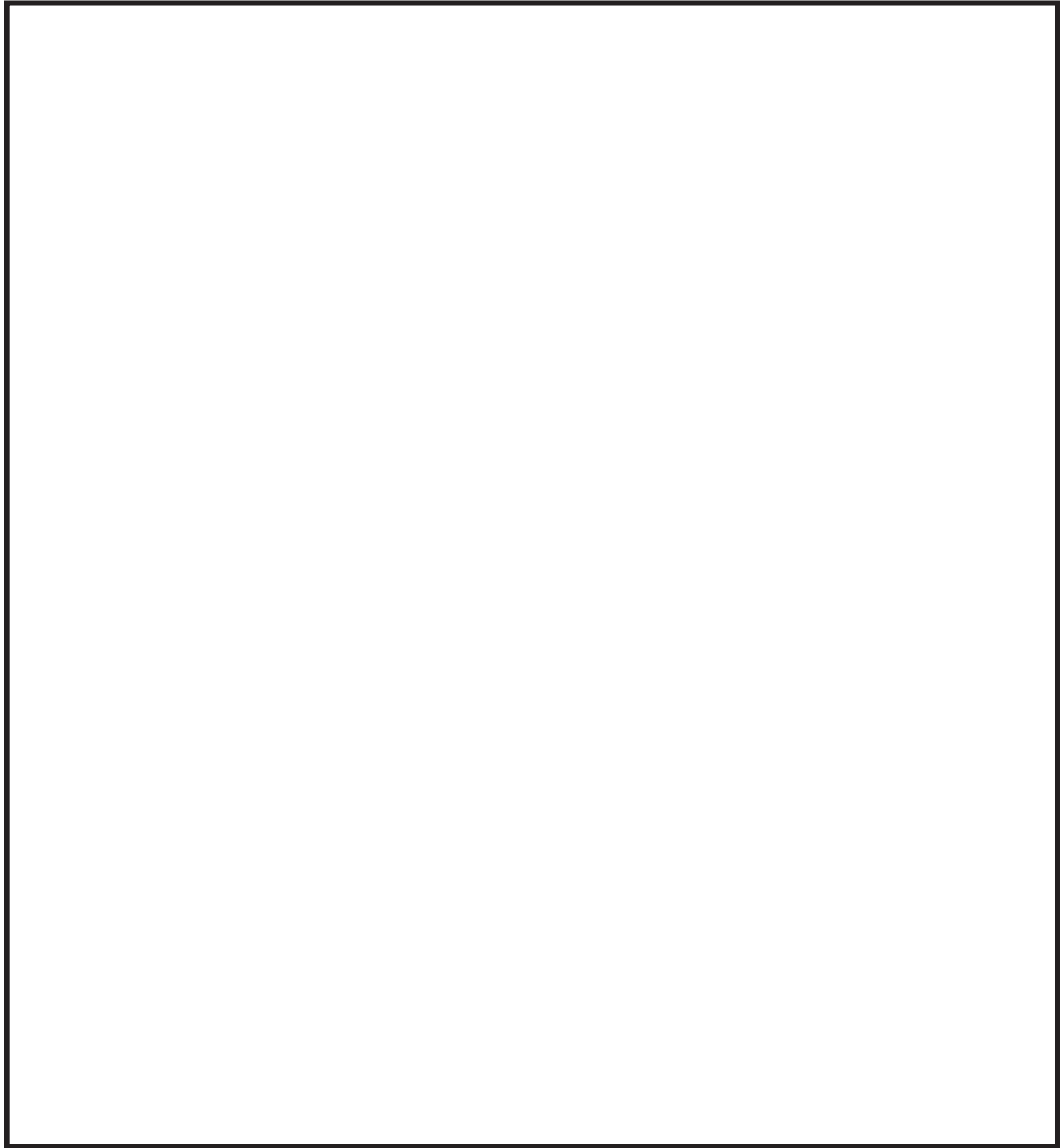
第 1.4.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位回復」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



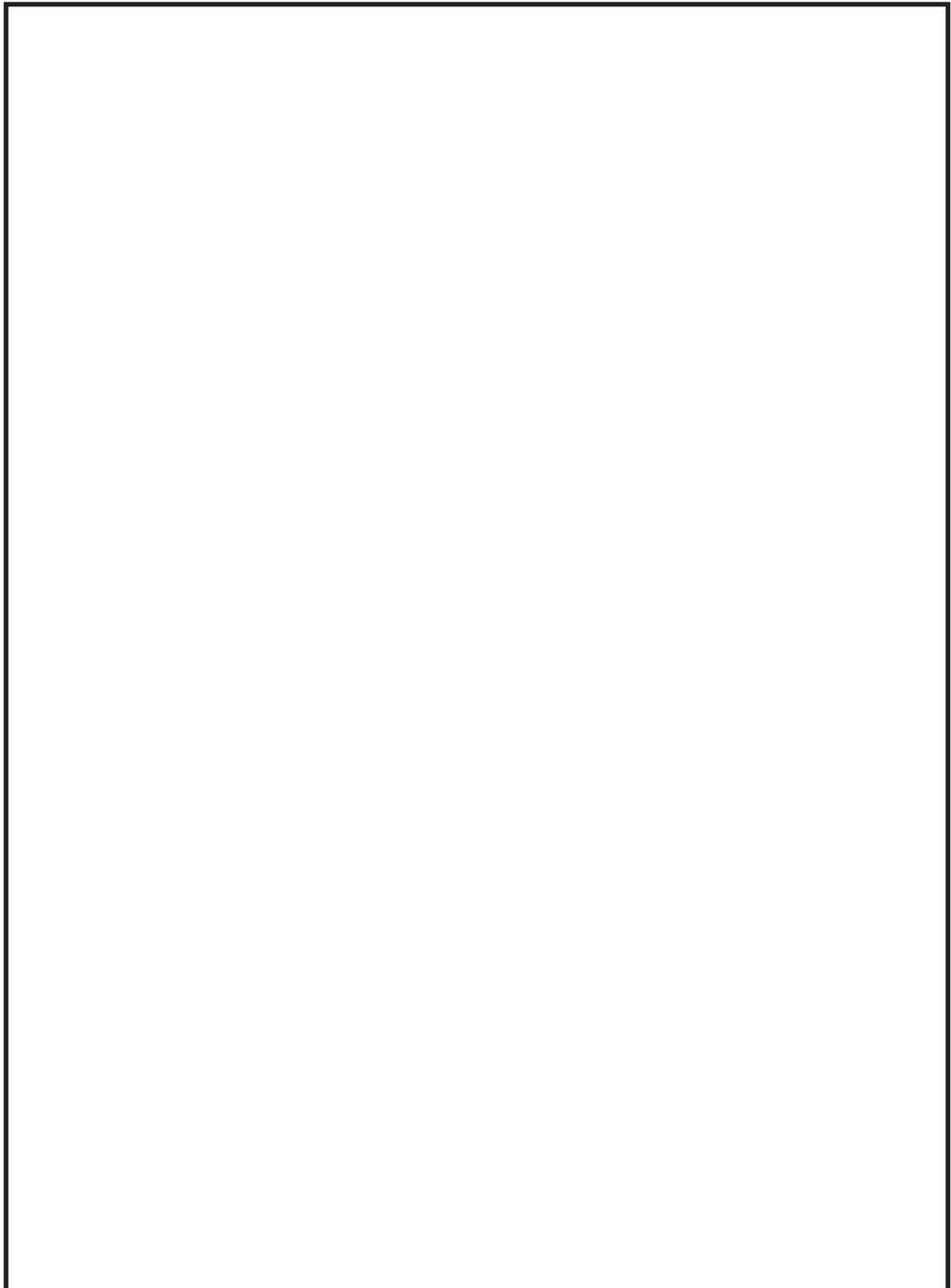
第 1.4.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「長期の RPV 破損後の注水」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



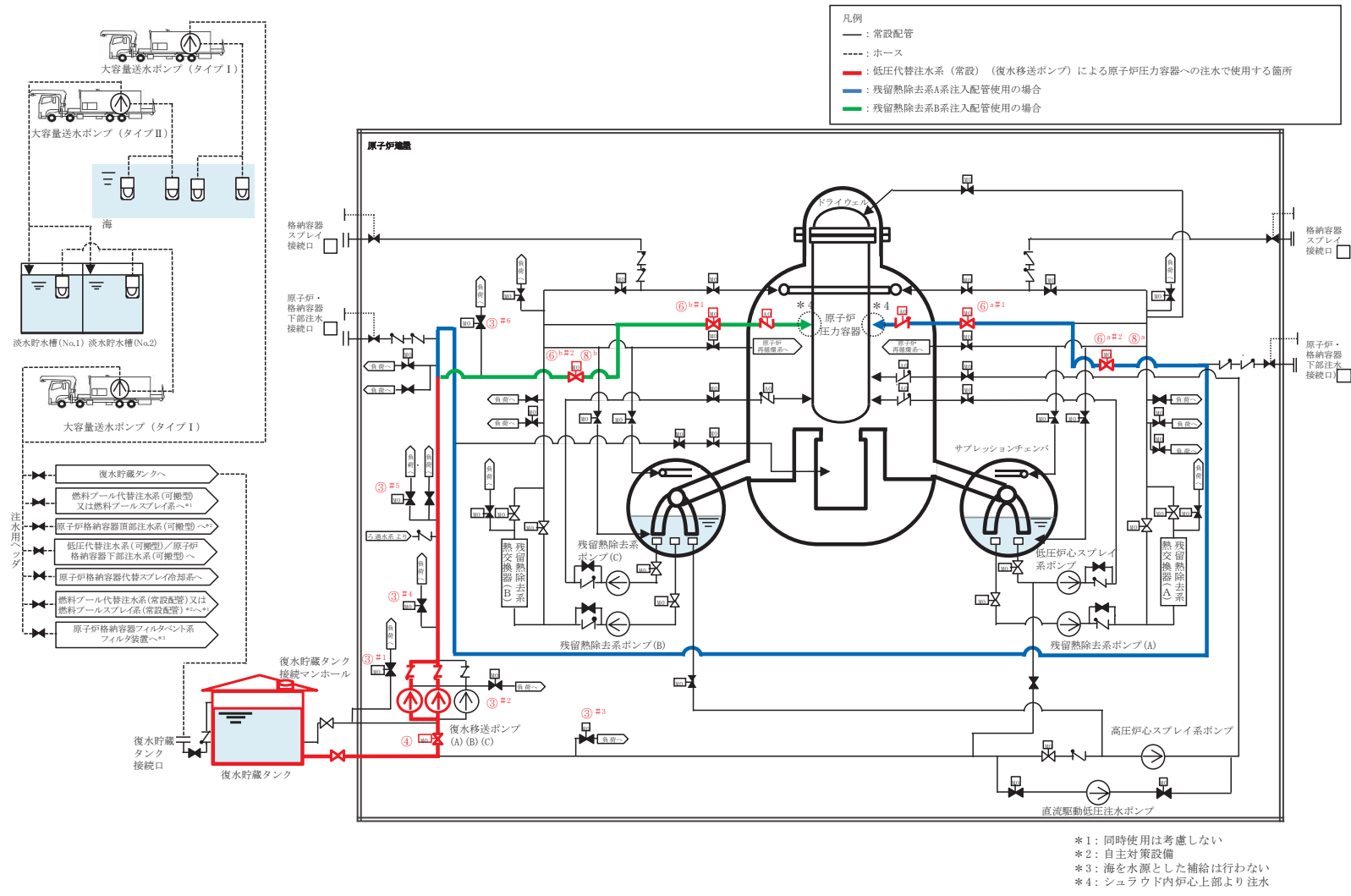
第 1.4.5 図 非常時操作手順書（プラント停止中）「崩壊熱除去機能喪失」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.4.6 図 非常時操作手順書（プラント停止中）「原子炉冷却材流出」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.4.7 図 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	CRD 復水入口弁	P13-MO-F010	中央制御室
③ ^{#2}	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-MO-F022	中央制御室
③ ^{#3}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-MO-F001	中央制御室
③ ^{#4}	T/B 緊急時隔離弁	P13-MO-F070	中央制御室
③ ^{#5}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F071	中央制御室
③ ^{#6}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-MO-F073	中央制御室
⑥ ^a #1	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室
⑥ ^a #2 ⑧ ^a	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-MO-F062A	中央制御室
⑥ ^b #1	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004B	中央制御室
⑥ ^b #2 ⑧ ^b	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-MO-F062B	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

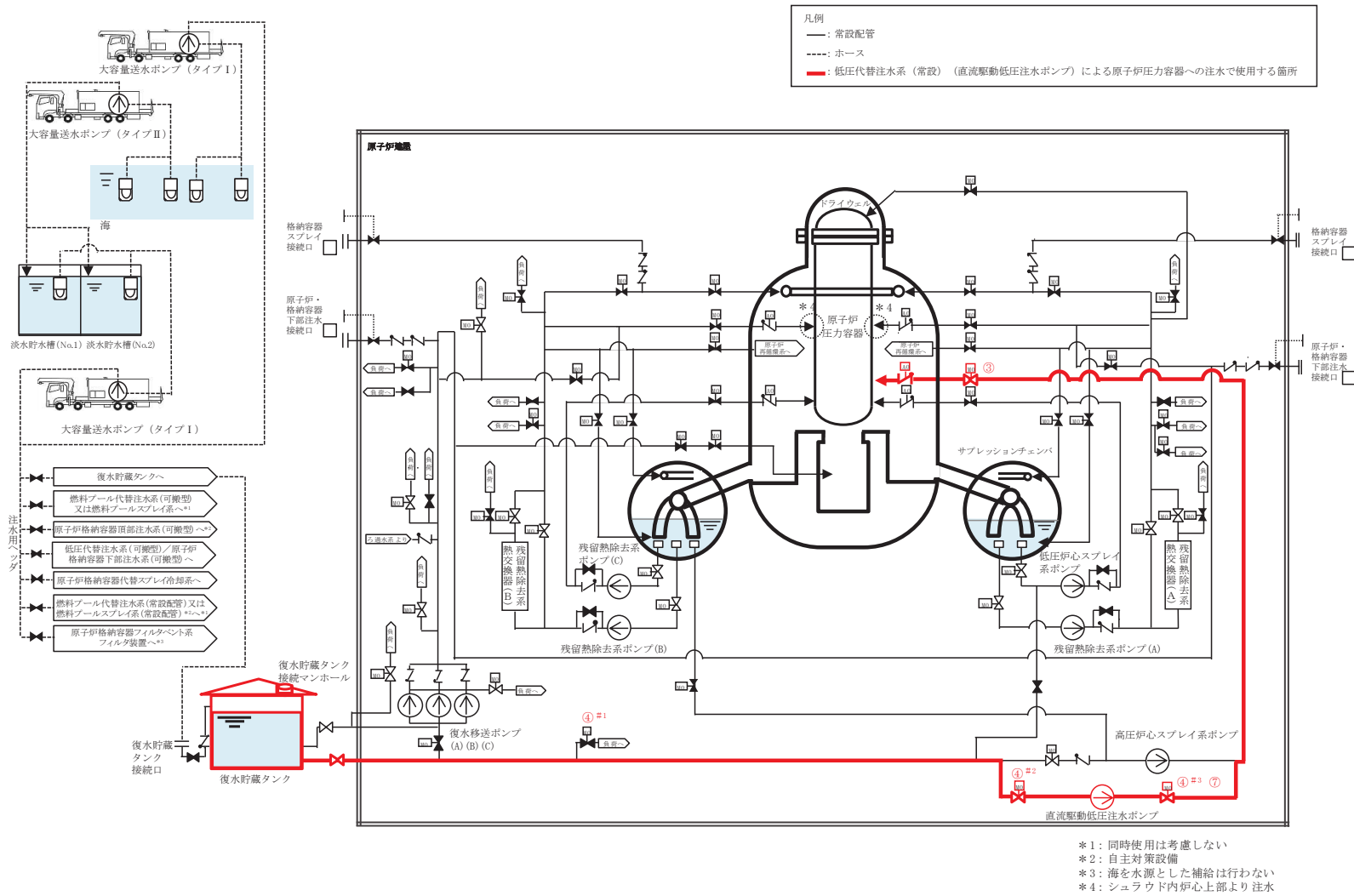
第 1.4.7 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水 概要図（2/2）

		経過時間 (分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	70						操作手順		
手順の項目	要員 (数)	15分 原子炉圧力容器への注水														
低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)による原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												②	
			系統構成, ポンプ起動 ^{※2}												③~⑥	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.8 図 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



第 1.4.9 図 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③	HPCS 注入隔離弁	E22-M0-F003	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
④ ^{#1}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
④ ^{#2}	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	E71-M0-F002	中央制御室
④ ^{#3} ⑦	直流駆動低圧注水系流量調整弁	E71-M0-F005	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.4.9 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

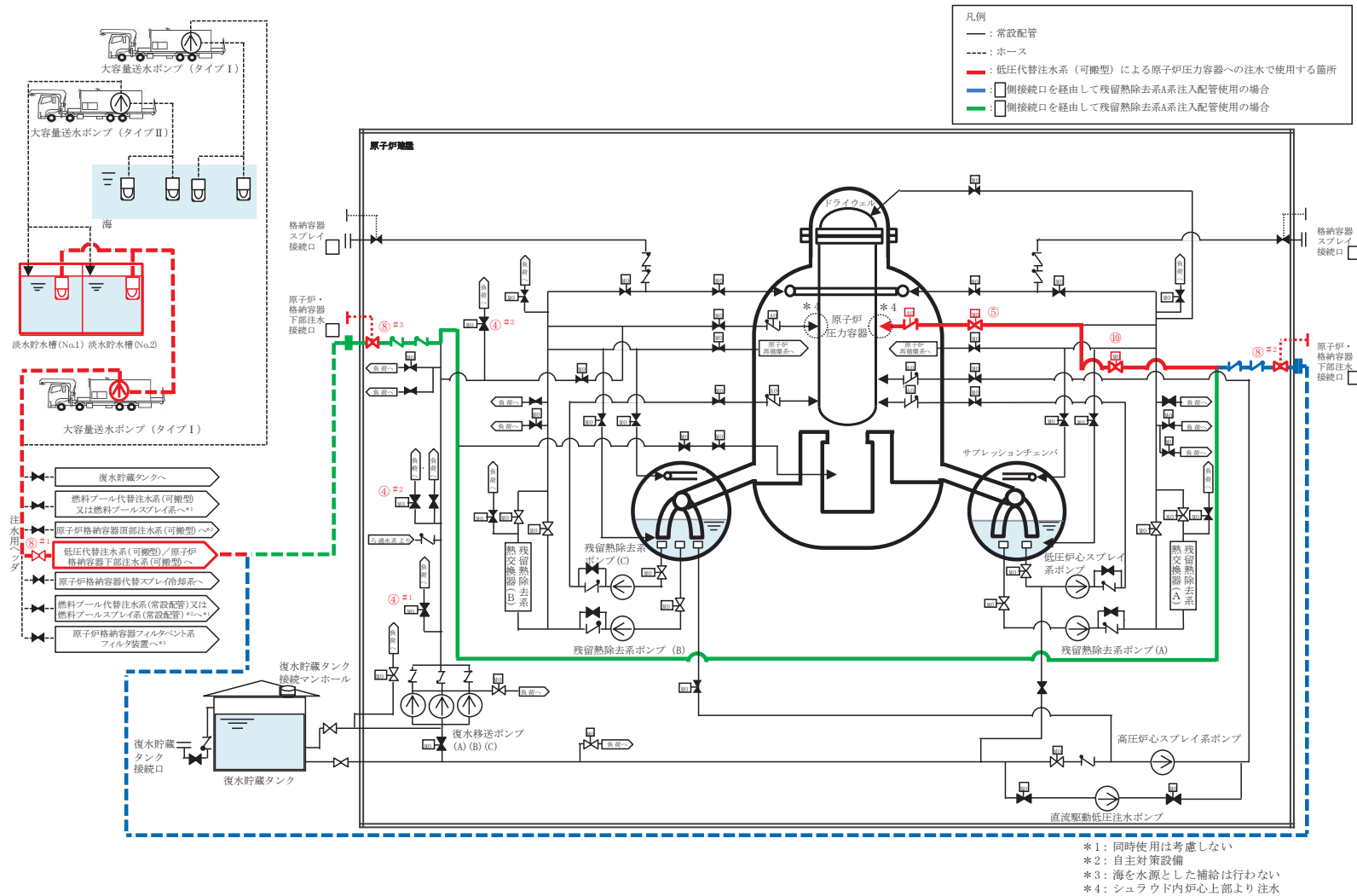
		経過時間 (分)						備考	
		10	20	30	40	50	60		70
手順の項目	要員 (数)	35分 原子炉圧力容器への注水						操作手順	
低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ)による原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A	1	電源確認※1		系統構成, ポンプ起動※2				② ④, ⑤
	現場運転員B, C	2	屋内移動, 系統構成※3						③

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.10 図 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



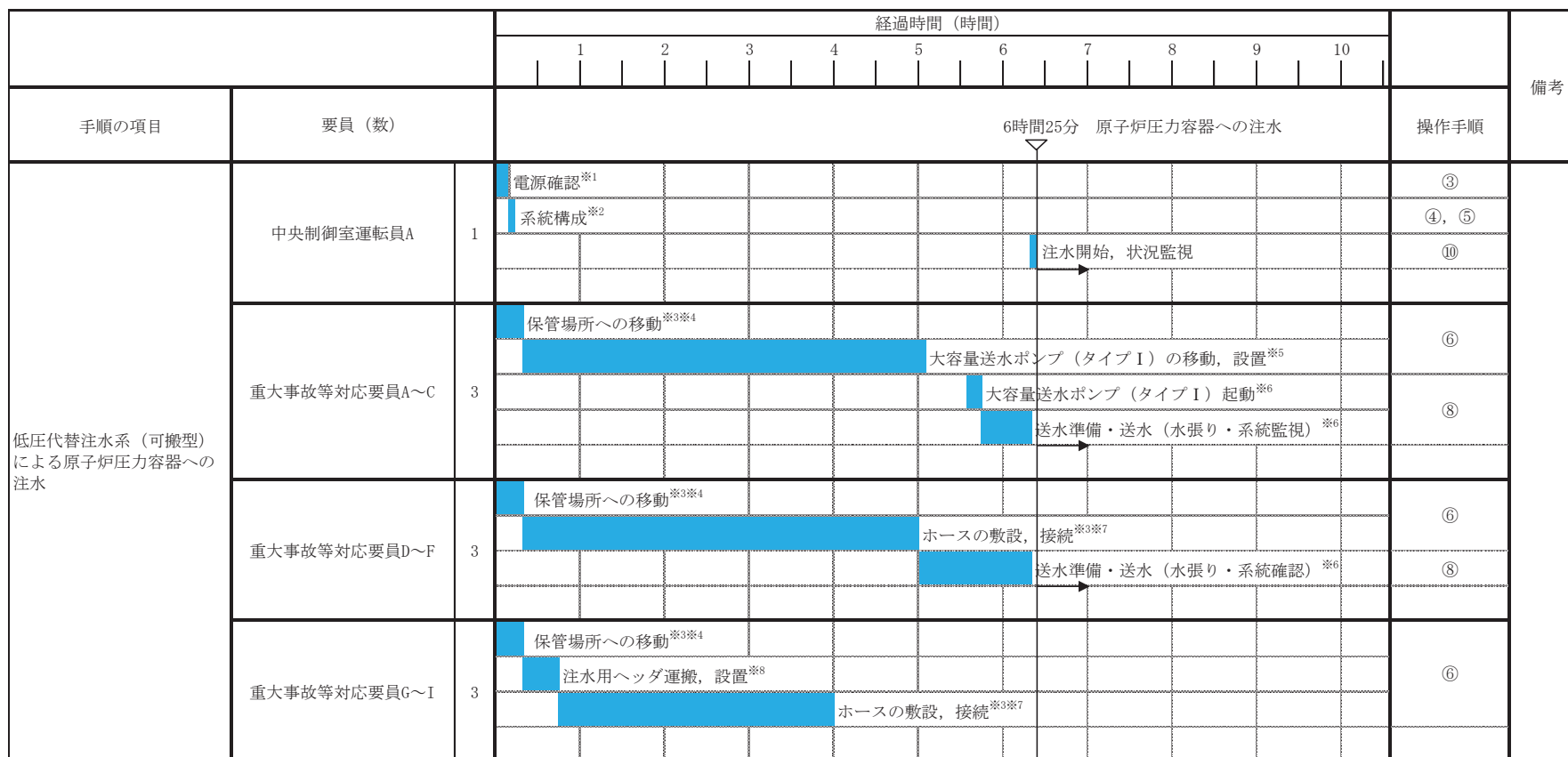
第 1.4.11 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水 概要図（1/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
④ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
④ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑧ ^{#1}	原子炉・格納容器下部注水弁	P70-D001-4	屋外
⑧ ^{#2}	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	P13-F172	屋外
⑧ ^{#3}	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	P13-F175	屋外
⑩	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

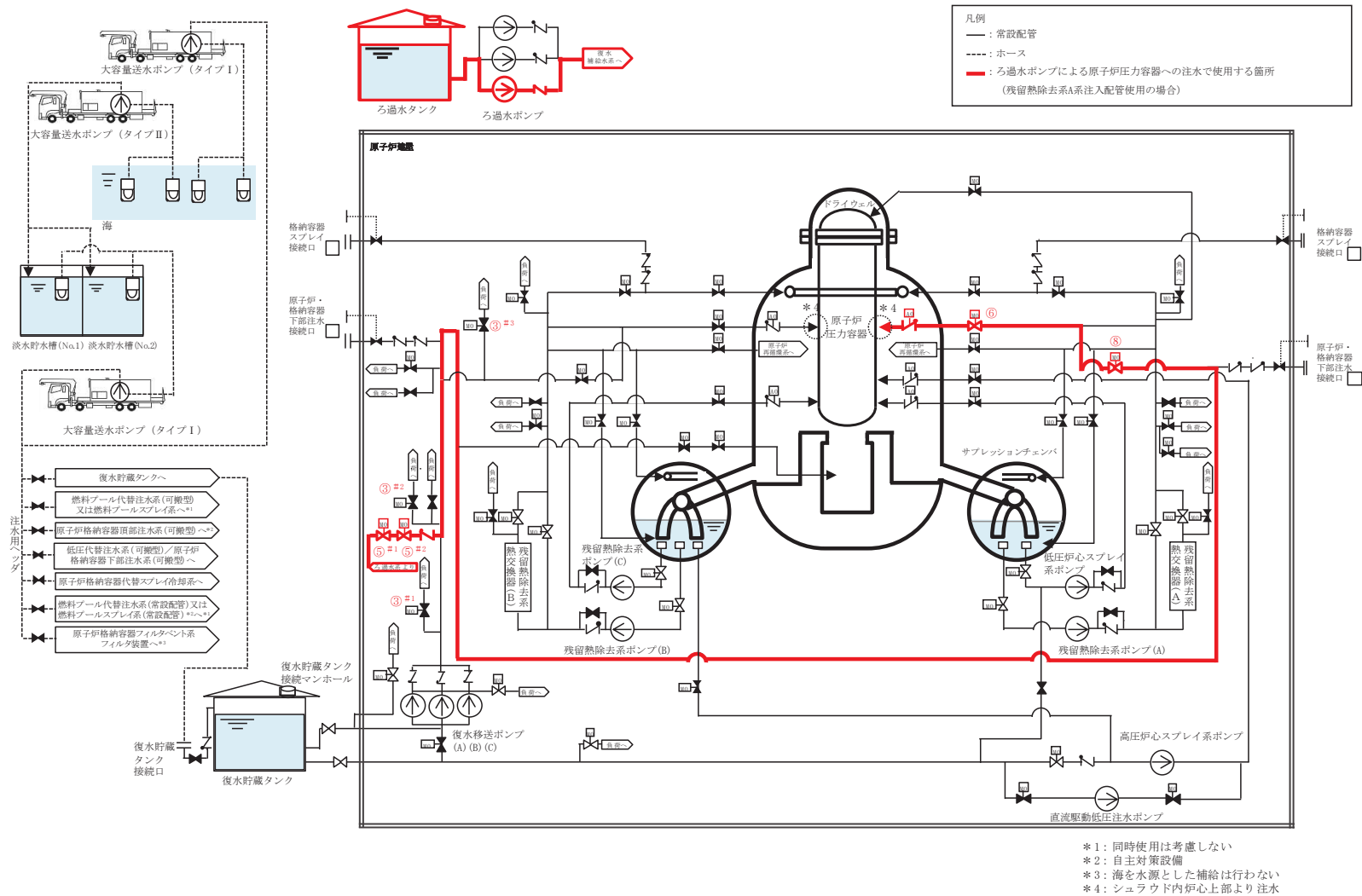
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.4.11 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）



※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動時間として, 第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.12 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



第 1.4.13 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-MO-F070	中央制御室
③ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F071	中央制御室
③ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F171	中央制御室
⑤ ^{#1}	FW 系連絡第一弁	P13-MO-F190	中央制御室
⑤ ^{#2}	FW 系連絡第二弁	P13-MO-F191	中央制御室
⑥	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室
⑧	RHR ヘッドディスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-MO-F062A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

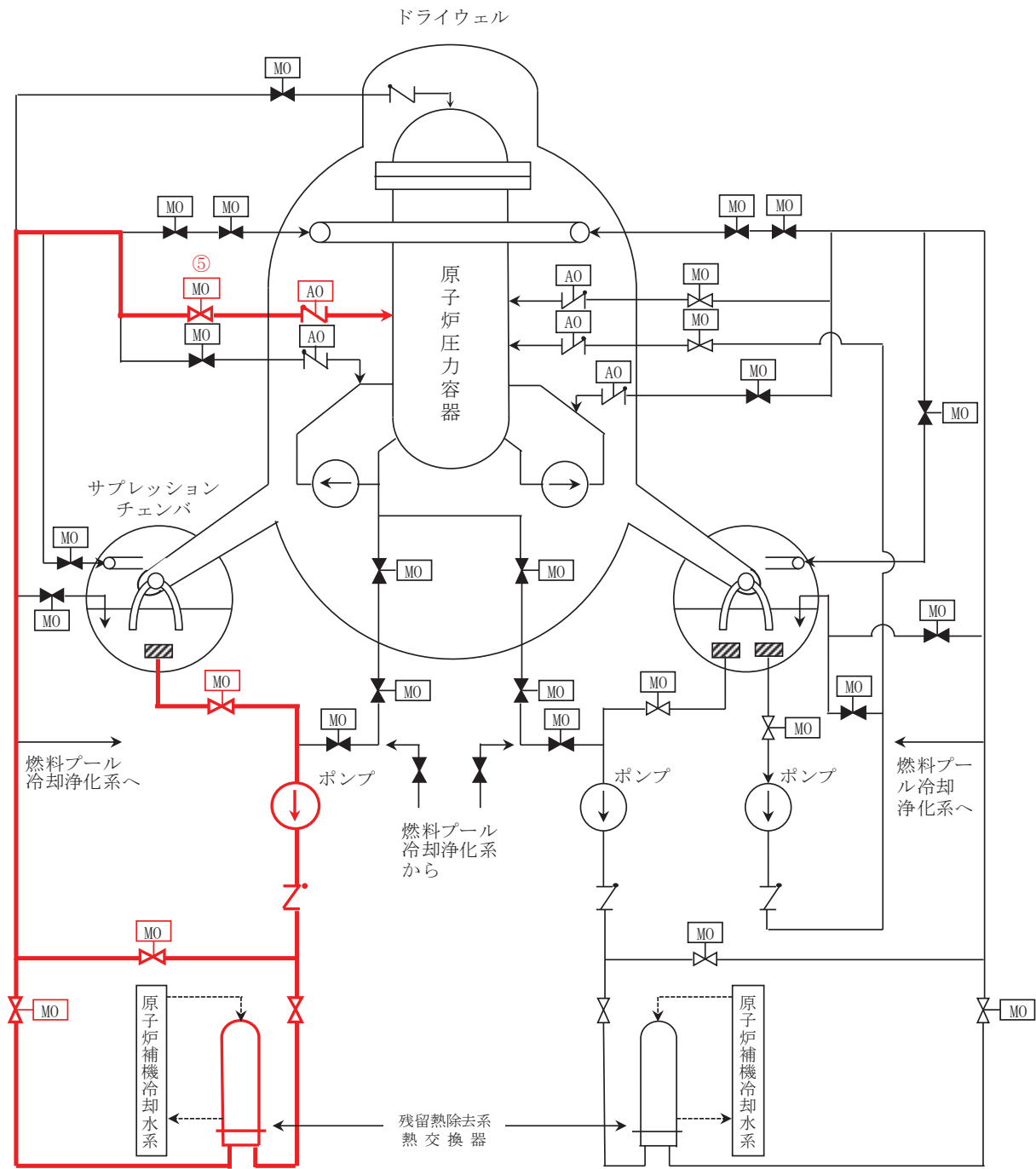
第 1.4.13 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2)

		経過時間 (分)											備考			
		10	20	30	40	50	60	70								
手順の項目	要員 (数)	20分 原子炉圧力容器への注水										操作手順				
ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												②	
			系統構成, ポンプ起動 ^{※2}												③~⑥, ⑧	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.14 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室

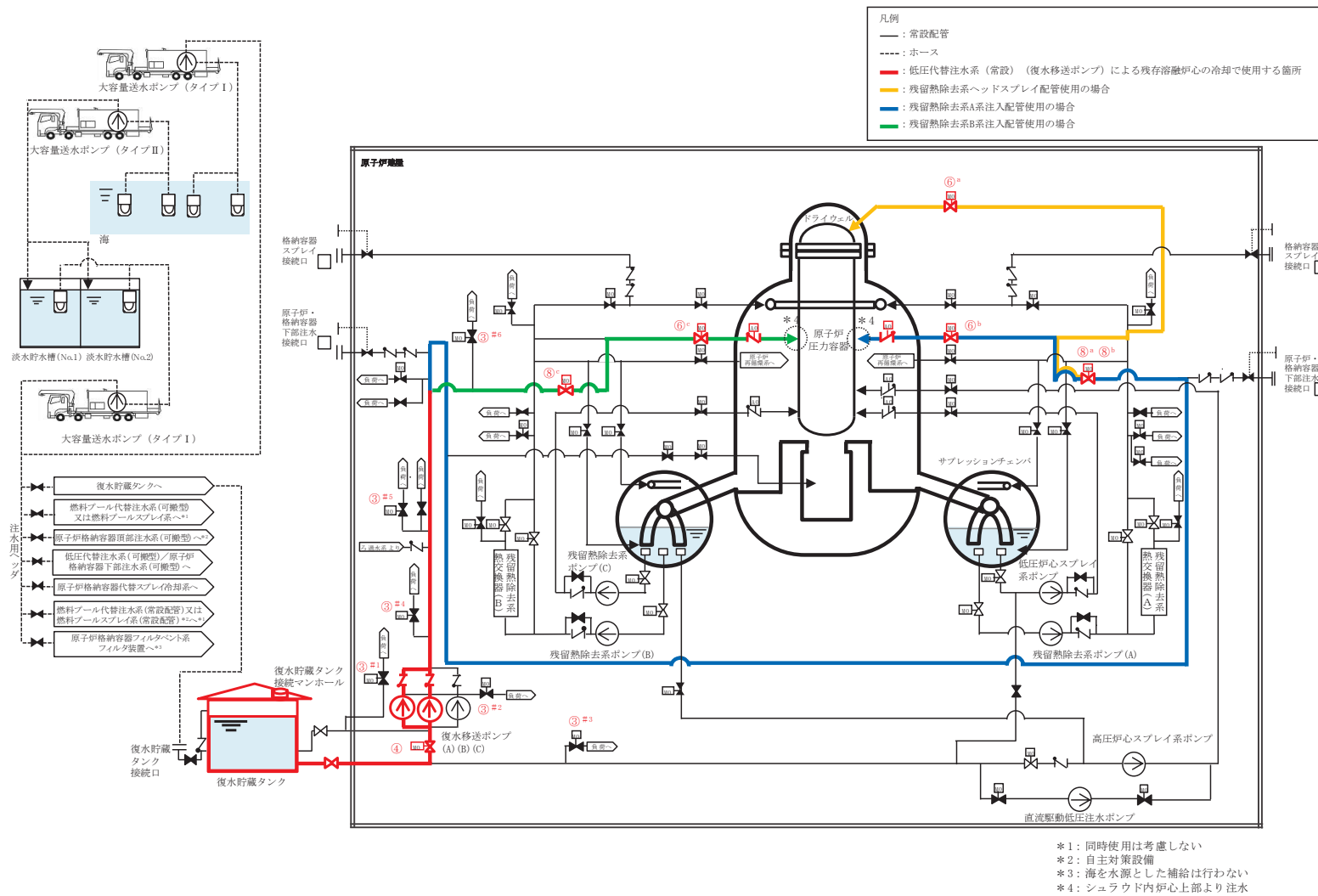
第 1.4.15 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図

		経過時間 (分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	70						操作手順		
手順の項目	要員 (数)	15分 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	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												②	
			ポンプ起動 ^{※2}												③, ⑤	

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.16 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



第 1.4.17 図 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による残存溶融炉心の冷却 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	CRD 復水入口弁	P13-MO-F010	中央制御室
③ ^{#2}	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-MO-F022	中央制御室
③ ^{#3}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-MO-F001	中央制御室
③ ^{#4}	T/B 緊急時隔離弁	P13-MO-F070	中央制御室
③ ^{#5}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F071	中央制御室
③ ^{#6}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-MO-F073	中央制御室
⑥ ^a	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁	E11-MO-F021	中央制御室
⑥ ^b	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室
⑥ ^c	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004B	中央制御室
⑧ ^a ⑧ ^b	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-MO-F062A	中央制御室
⑧ ^c	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-MO-F062B	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.4.17 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却 概要図（2/2）

		経過時間 (分)											備考	
		10	20	30	40	50	60	70						
手順の項目	要員 (数)	20分 残存溶融炉心の冷却										操作手順		
低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)による残存 溶融炉心の冷却	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}										②	
			系統構成, ポンプ起動 ^{※2}										③~⑥, ⑧	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.18 図 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による残存溶融炉心の冷却 タイムチャート

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-MO-F070	中央制御室
④ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F071	中央制御室
④ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F171	中央制御室
⑤ ^a	RHR ヘッドディスプレイ注入隔離弁	E11-MO-F021	中央制御室
⑤ ^b	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室
⑧ ^{#1}	原子炉・格納容器下部注水弁	P70-D001-4	屋外
⑧ ^{#2}	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	P13-F172	屋外
⑧ ^{#3}	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	P13-F175	屋外
⑩ ^a ⑩ ^b	RHR ヘッドディスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-MO-F062A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.4.19 図 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 概要図（2/2）



※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア

※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

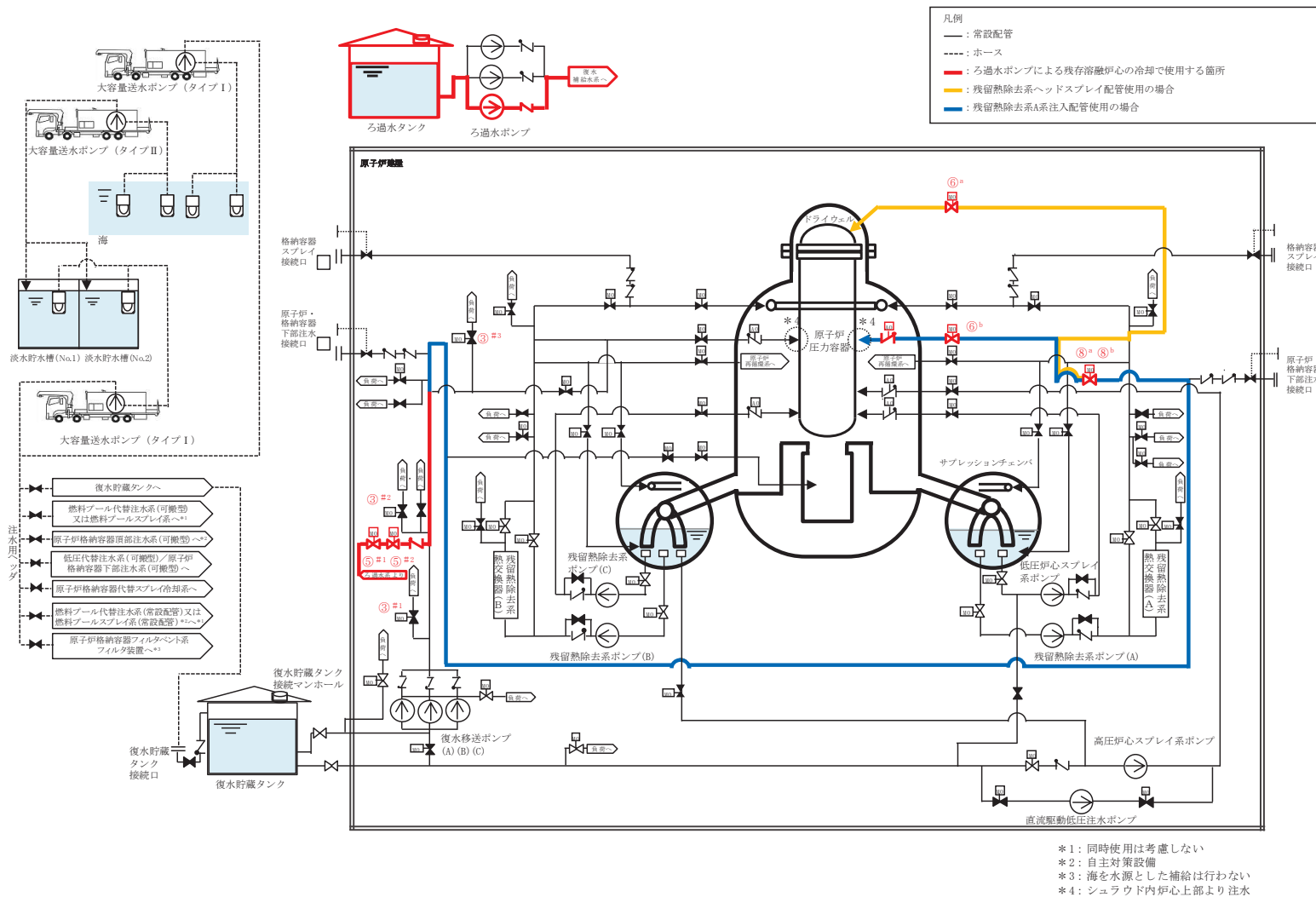
※5: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動時間として, 第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※6: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※8: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.20 図 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 タイムチャート



第 1.4.21 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-MO-F070	中央制御室
③ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F071	中央制御室
③ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F171	中央制御室
⑤ ^{#1}	FW 系連絡第一弁	P13-MO-F190	中央制御室
⑤ ^{#2}	FW 系連絡第二弁	P13-MO-F191	中央制御室
⑥ ^a	RHR ヘッドスプレー注入隔離弁	E11-MO-F021	中央制御室
⑥ ^b	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室
⑧ ^a ⑧ ^b	RHR ヘッドスプレーライン洗浄流量調整弁	E11-MO-F062A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

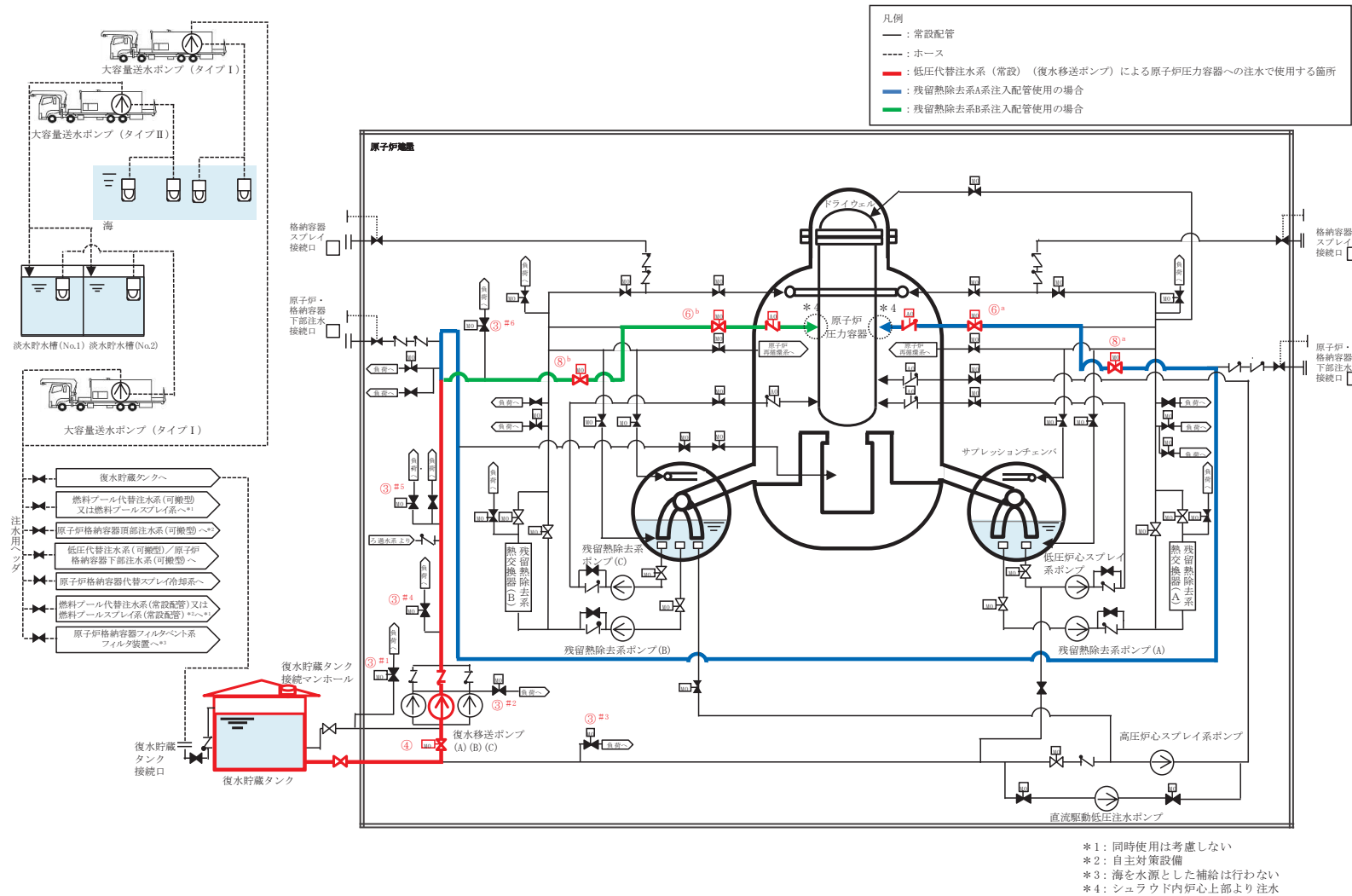
第 1.4.21 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 概要図 (2/2)

		経過時間 (分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	70								
手順の項目	要員 (数)	20分 残存溶融炉心の冷却												操作手順		
ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												②	
			系統構成, ポンプ起動 ^{※2}												③~⑥, ⑧	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.22 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 タイムチャート



第 1.4.23 図 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	CRD 復水入口弁	P13-MO-F010	中央制御室
③ ^{#2}	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-MO-F022	中央制御室
③ ^{#3}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-MO-F001	中央制御室
③ ^{#4}	T/B 緊急時隔離弁	P13-MO-F070	中央制御室
③ ^{#5}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F071	中央制御室
③ ^{#6}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-MO-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-MO-F073	中央制御室
⑥ ^a	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室
⑥ ^b	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004B	中央制御室
⑧ ^a	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-MO-F062A	中央制御室
⑧ ^b	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-MO-F062B	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

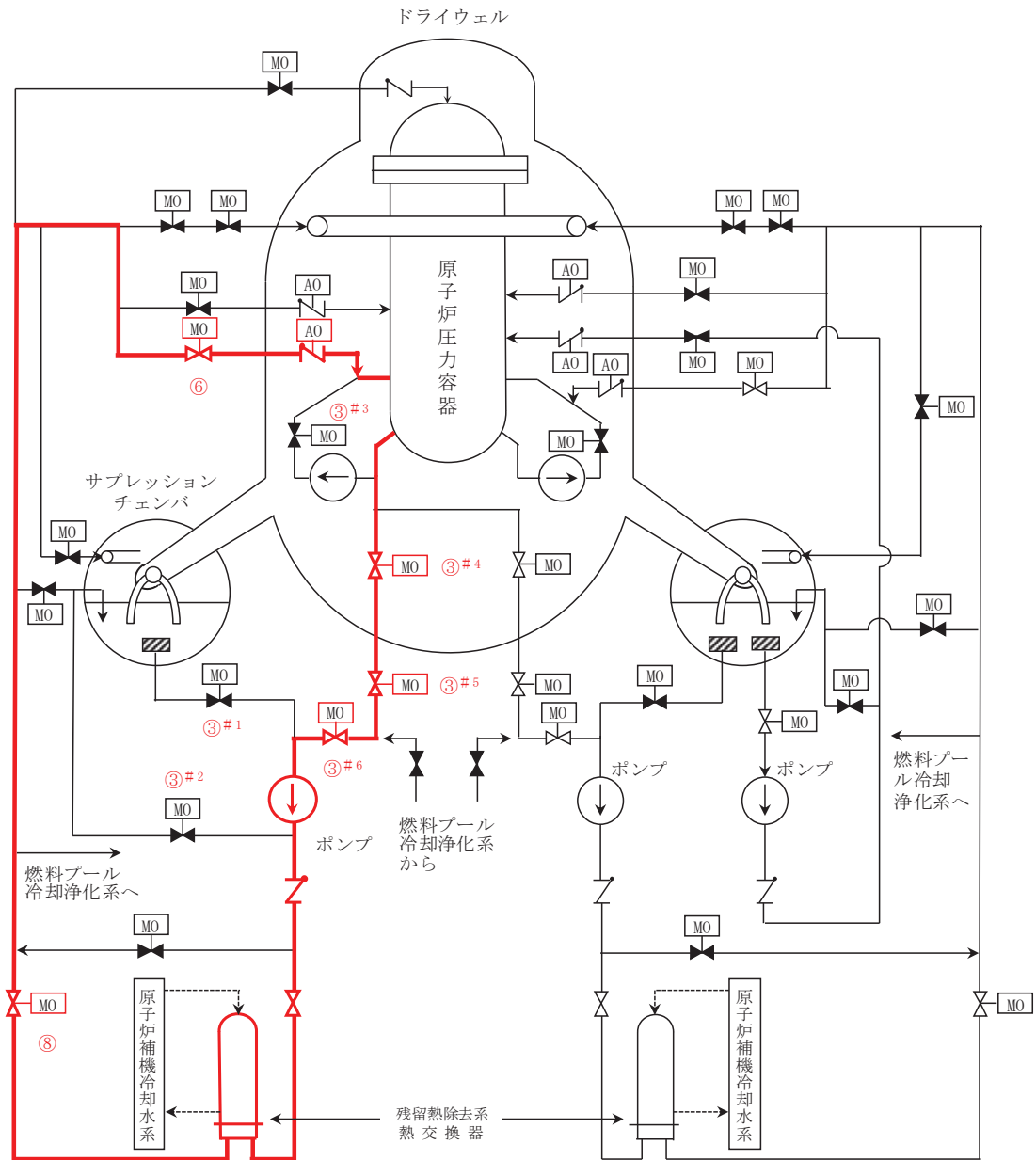
第 1.4.23 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③	HPCS 注入隔離弁	E22-M0-F003	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
④ ^{#1}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
④ ^{#2}	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	E71-M0-F002	中央制御室
⑦	直流駆動低圧注水系流量調整弁	E71-M0-F005	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.4.24 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	RHR ポンプ(A) S/C 吸込弁	E11-MO-F001A	中央制御室
③#2	RHR ポンプ(A) ミニマムフロー弁	E11-MO-F024A	中央制御室
③#3	原子炉再循環ポンプ(A) 吐出弁	B32-MO-F002A	中央制御室
③#4	RHR A系停止時冷却吸込第一隔離弁	E11-MO-F015A	中央制御室
③#5	RHR A系停止時冷却吸込第二隔離弁	E11-MO-F016A	中央制御室
③#6	RHR ポンプ(A) 停止時冷却吸込弁	E11-MO-F017A	中央制御室
⑥	RHR A系停止時冷却注入隔離弁	E11-MO-F018A	中央制御室
⑧	RHR 熱交換器(A) 出口弁	E11-MO-F008A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.4.25 図 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図

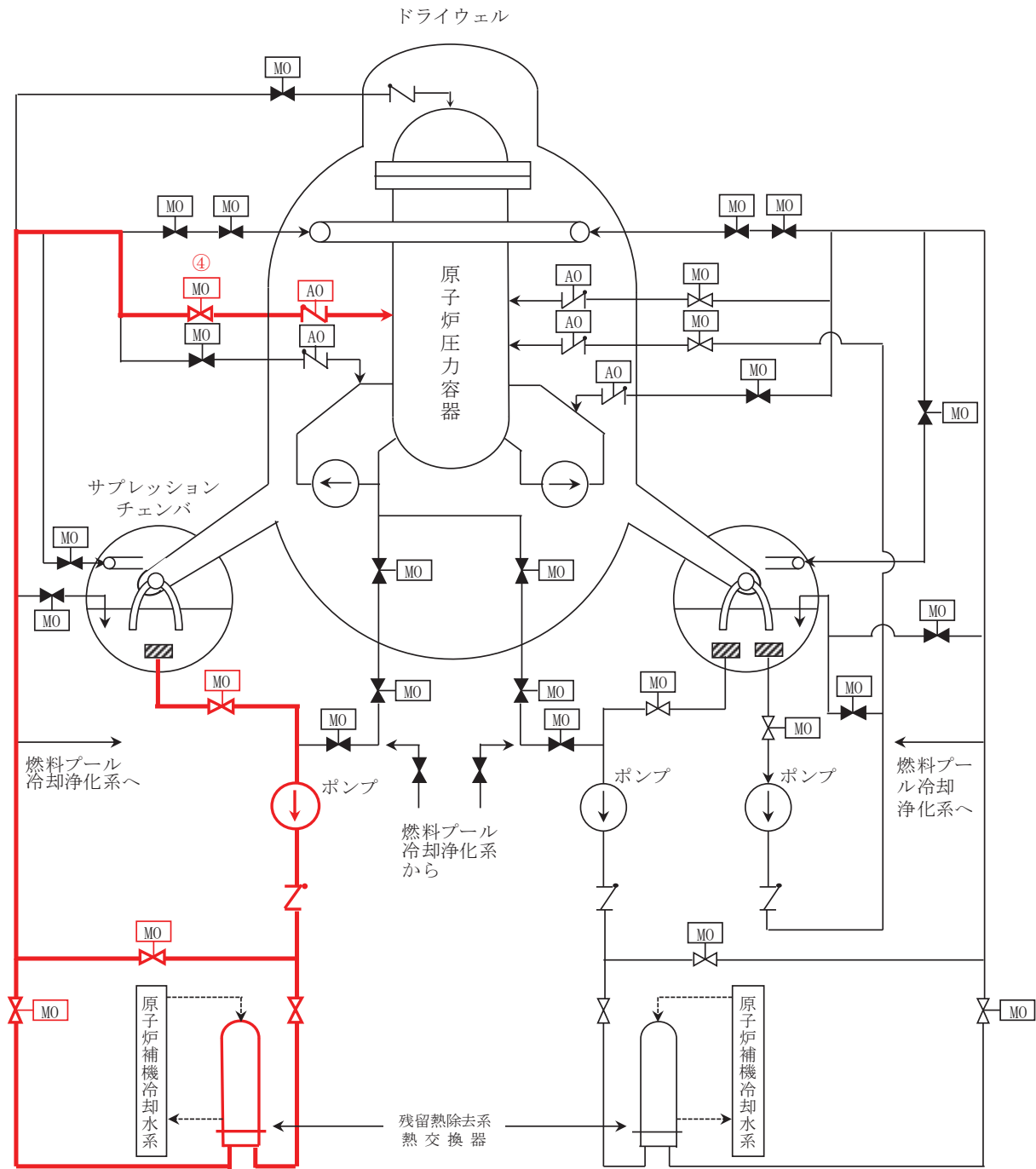
		経過時間 (分)											備考	
		10	20	30	40	50	60	70						
手順の項目	要員 (数)	30分 発電用原子炉からの除熱										操作手順		
残留熱除去系電源復旧後の 発電用原子炉からの除熱	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}										②	
				系統構成 ^{※2}									③	
					弁自動開防止措置 ^{※3}									④
						ポンプ起動 ^{※2}								⑥

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

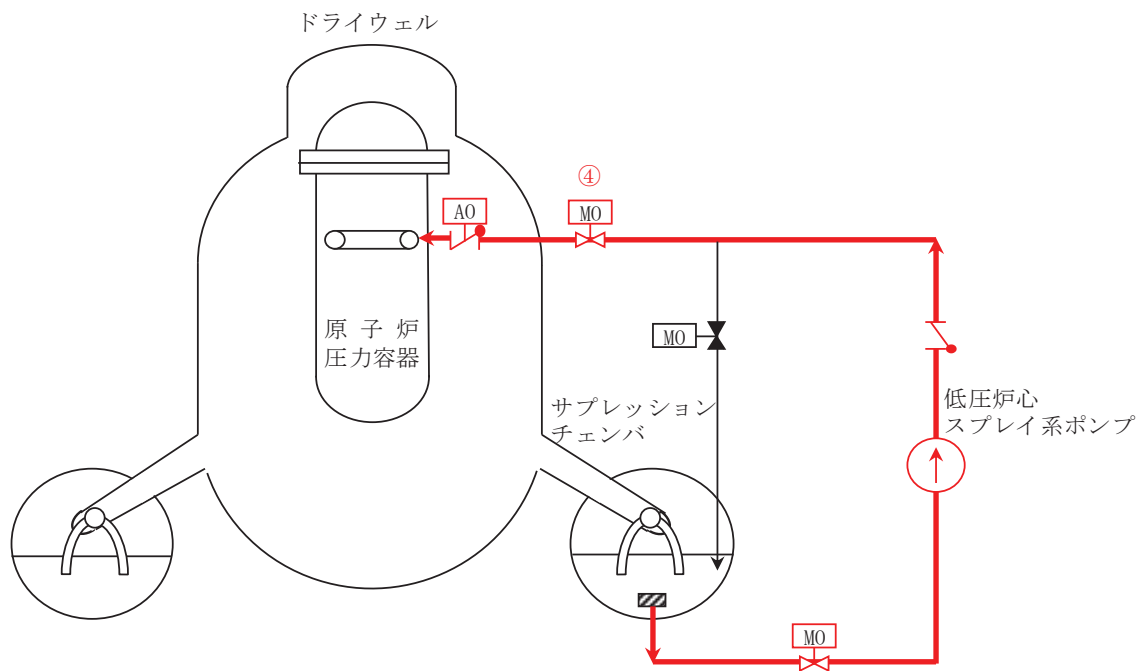
※3：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.26 図 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 タイムチャート



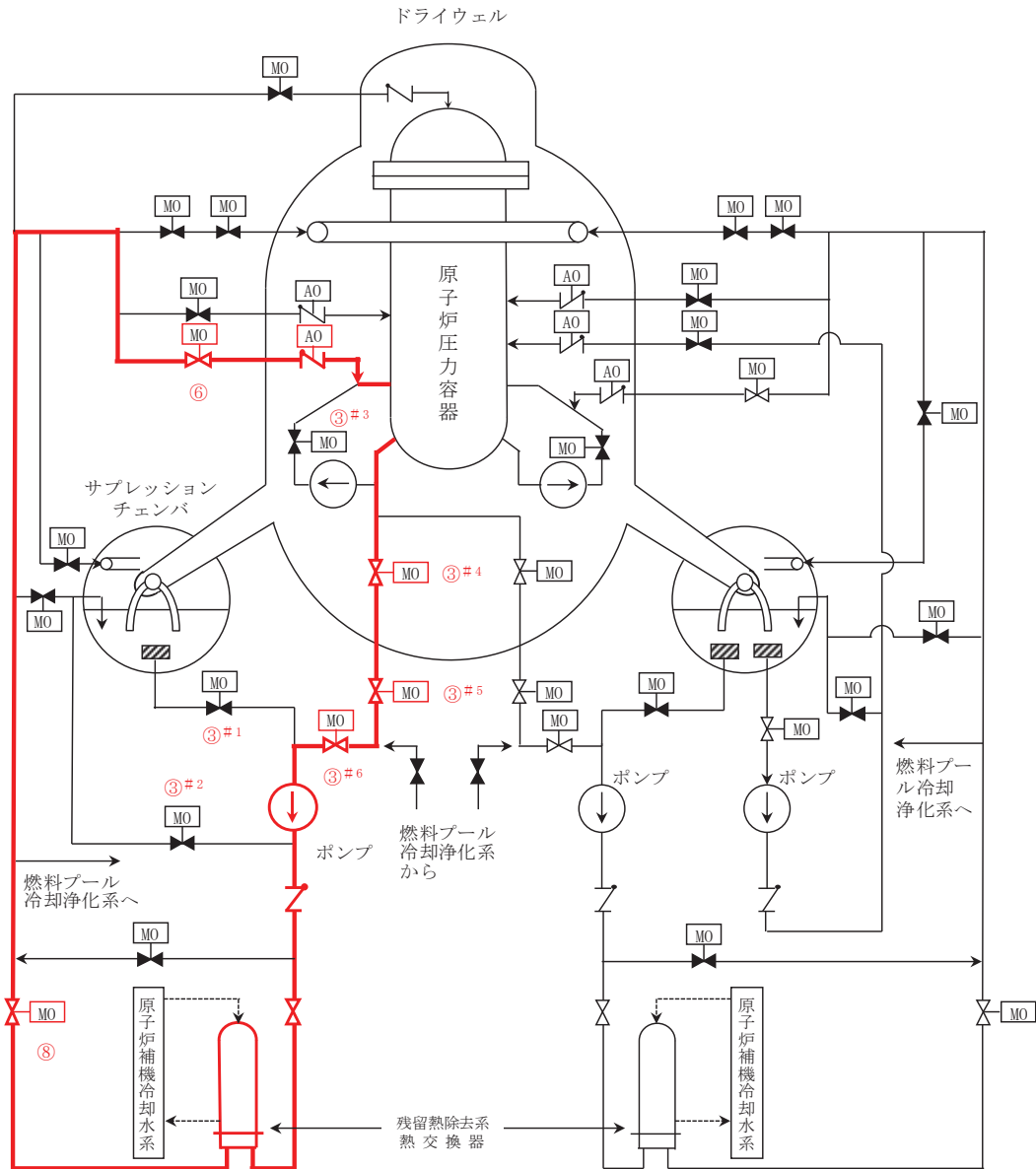
操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室

第 1. 4. 27 図 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 概要図



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④	LPCS 注入隔離弁	E21-M0-F003	中央制御室

第 1.4.28 図 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図

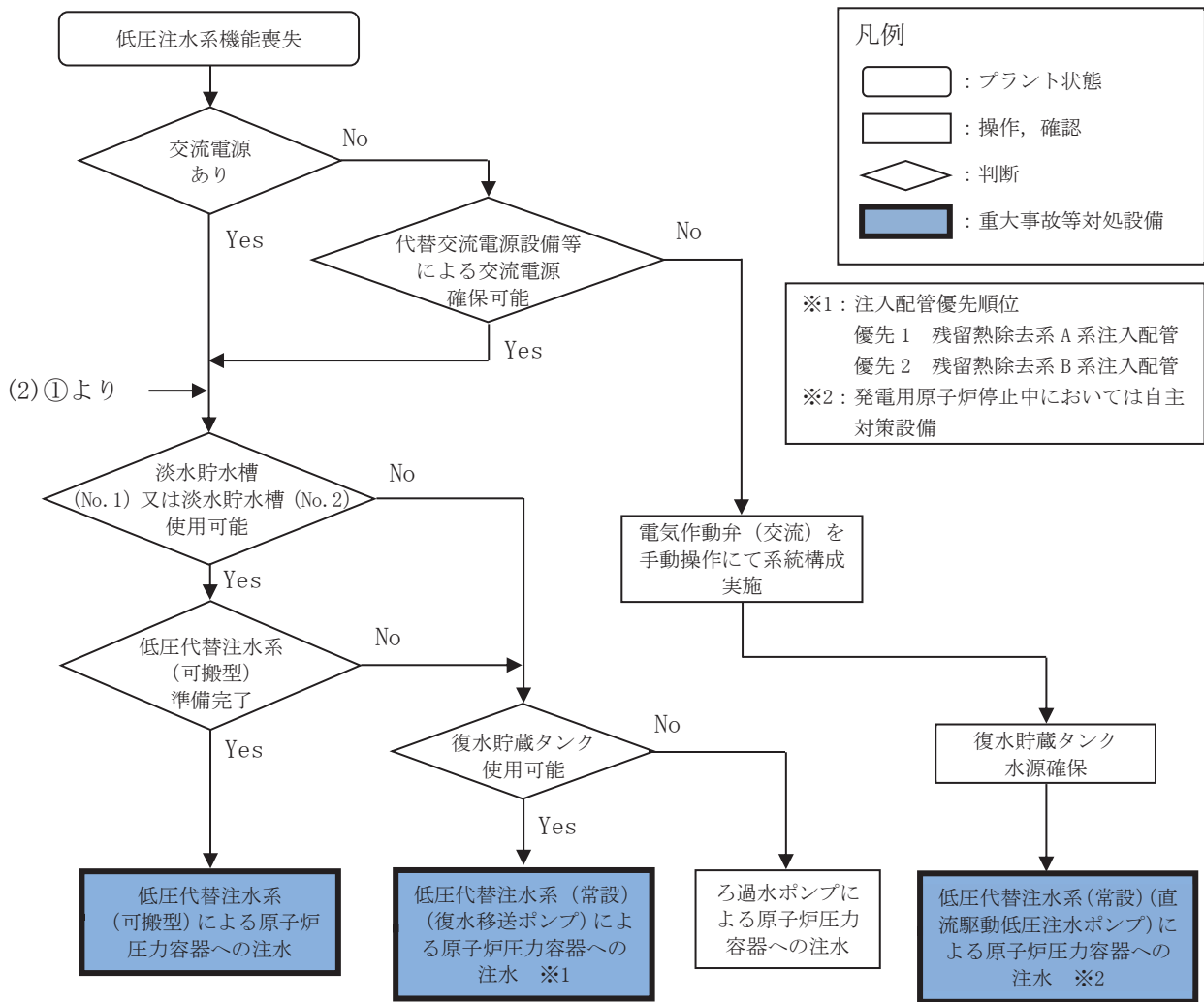


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	E11-MO-F001A	中央制御室
③ #2	RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁	E11-MO-F024A	中央制御室
③ #3	原子炉再循環ポンプ (A) 吐出弁	B32-MO-F002A	中央制御室
③ #4	RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁	E11-MO-F015A	中央制御室
③ #5	RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁	E11-MO-F016A	中央制御室
③ #6	RHR ポンプ (A) 停止時冷却吸込弁	E11-MO-F017A	中央制御室
⑥	RHR A 系停止時冷却注入隔離弁	E11-MO-F018A	中央制御室
⑧	RHR 熱交換器 (A) 出口弁	E11-MO-F008A	中央制御室

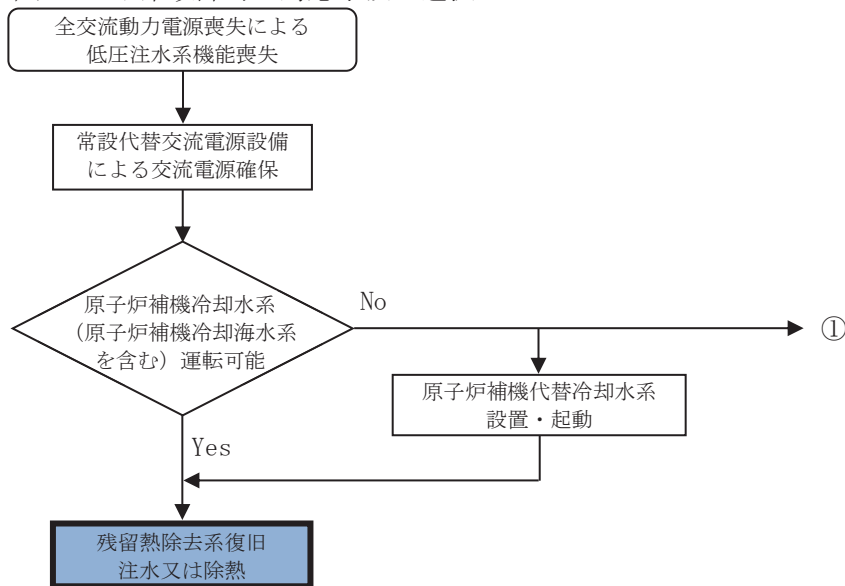
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.4.29 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による
発電用原子炉からの除熱 概要図

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

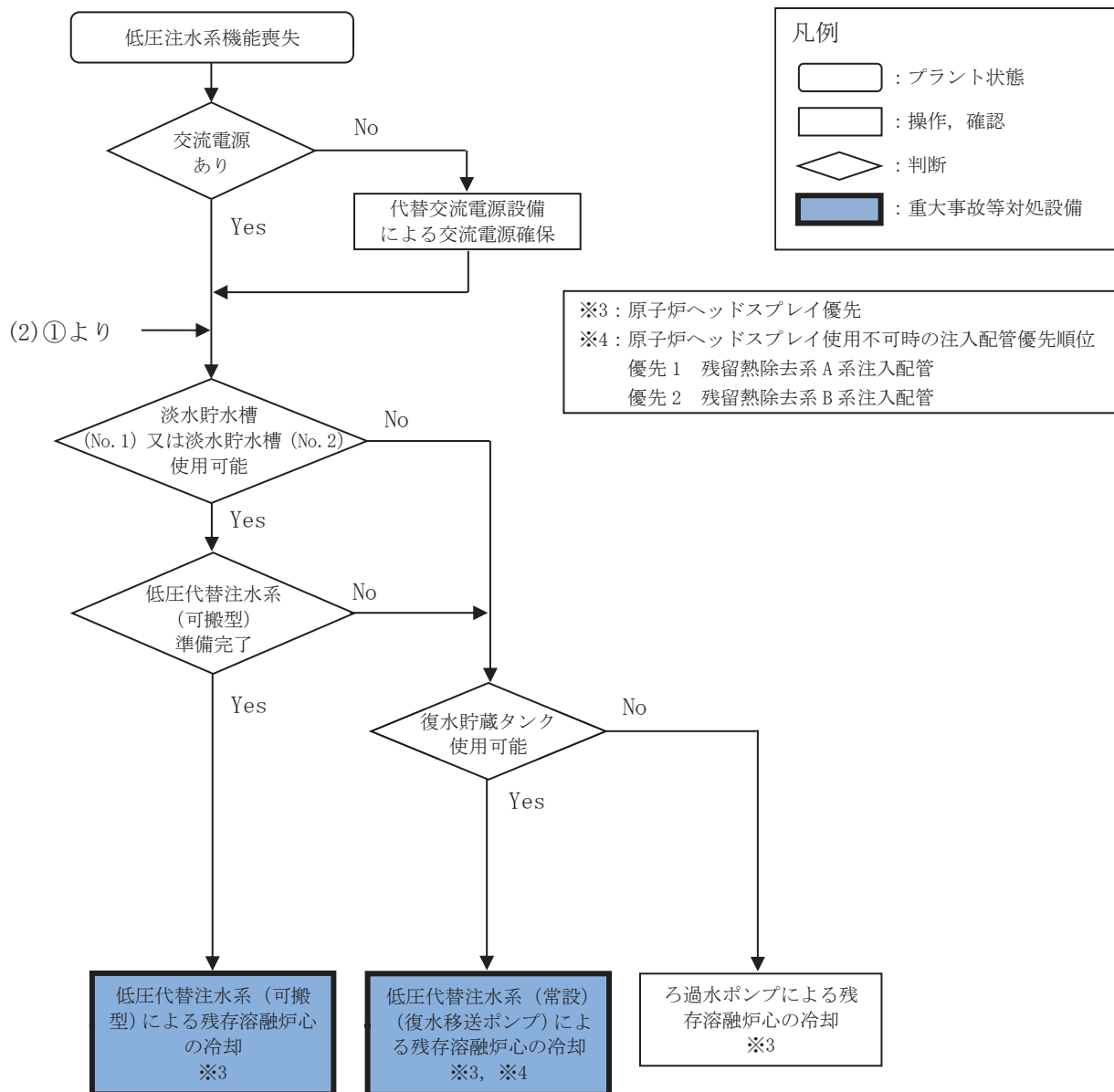


(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.4.30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)

(3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第 1. 4. 30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/6）

技術的能力審査基準（1.4）	番号	設置許可基準規則（47条）	技術基準規則（62条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却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、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却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】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却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47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却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62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却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>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	⑤
<p>(2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	③	<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	⑥
—	—	<p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑦

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※2：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。
 ※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。
 ※4：発電用原子炉運転中にあつては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中にあつては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	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	
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	—	—	—	—	—	—	
	サブプレッションチェンバ	既設								
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ※3	既設								
	原子炉圧力容器	既設								
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設								
	非常用交流電源設備	既設								
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設								
低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	サブプレッションチェンバ	既設								
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設								
	原子炉圧力容器	既設								
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設								
	非常用交流電源設備	既設								
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ								既設
		原子炉圧力容器								既設
残留熱除去系熱交換器		既設								
残留熱除去系配管・弁		既設								
原子炉再循環系配管・ジェットポンプ		既設								
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）		既設								
非常用交流電源設備		既設								

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

※4：発電用原子炉運転中にあつては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中にあつては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/6）

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	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
低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ	既設	① ④ ⑥ ⑦	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ	常設	15分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系A系配管・弁	既設			残留熱除去系B系配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレー系配管・弁	既設 新設			高圧炉心スプレー系配管・弁	常設			
	燃料プール補給水系弁	既設			燃料プール補給水系弁	常設			
	原子炉压力容器	既設			原子炉压力容器	常設			
	非常用交流電源設備	既設			非常用交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			所内常設蓄電式直流電源設備	常設			
	代替所内電気設備	新設			代替所内電気設備	常設			
低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却 ※4	直流駆動低圧注水ポンプ	新設	① ④ ⑥ ⑦	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却 ※4	直流駆動低圧注水ポンプ	常設	35分	3名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	補給水系 配管	既設			補給水系 配管	常設			
	直流駆動低圧注水系配管・弁	新設			直流駆動低圧注水系配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ	既設			高圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ	常設			
	燃料プール補給水系弁	既設			燃料プール補給水系弁	常設			
	原子炉压力容器	既設			原子炉压力容器	常設			
	常設代替直流電源設備	既設			常設代替直流電源設備	常設			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			所内常設蓄電式直流電源設備	常設			
	可搬型代替直流電源設備	新設			可搬型代替直流電源設備	常設 可搬			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：原子炉ヘッドスプレー配管・弁を除く。

※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

※4：発電用原子炉運転中にあつては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中にあつては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

：重大事故等対処設備

 ：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	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	
低圧代替注水系（可搬型）による 発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	新設	① ② ④ ⑤ ⑦	—						
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設								
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設								
	ホース延長回収車	新設								
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設								
	補給水系 配管・弁	既設 新設								
	残留熱除去系 配管・弁	既設								
	原子炉圧力容器	既設								
	非常用交流電源設備	既設								
	常設代替交流電源設備	新設								
	可搬型代替交流電源設備	新設								
	代替所内電気設備	新設								
	燃料補給設備	既設 新設								
—	—	—	—	—	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 代替所内電気設備	常設 常設 常設 常設 常設 常設 常設 可搬 常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照	
常設代替交流電源設備（モード）の復旧注水	残留熱除去系ポンプ	既設	① ③ ④	—						
	サブプレッションチェンバ	既設								
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ※3	既設								
	原子炉圧力容器	既設								
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設								
	原子炉補機代替冷却水系	新設								
常設代替交流電源設備	新設									

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

※4：発電用原子炉運転中にあつては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中にあつては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/6）

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	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
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による 残存溶解炉心の冷却	復水移送ポンプ	既設	① ④	低圧代替注水系（常設） による残存溶解炉心の冷却 （復水移送ポンプ）	復水移送ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は 本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系A系 配管・弁	既設			残留熱除去系B系 配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設			高圧炉心スプレイ系 配管・弁	常設			
	燃料プール補給水系 弁	既設			燃料プール補給水系 弁	常設			
	原子炉压力容器	既設			原子炉压力容器	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	所内常設蓄電式直流電 源設備	既設 新設			所内常設蓄電式直流電 源設備	常設			
代替所内電気設備	新設	代替所内電気設備	常設						
—	—	—	—	低圧代替注水系（常設） による残存溶解炉心の冷却 （復水移送ポンプ）	復水移送ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は 本文参照
					復水貯蔵タンク	常設			
					補給水系 配管・弁	常設			
					残留熱除去系原子炉 ヘッドスプレイ 配管・弁	常設			
					高圧炉心スプレイ系 配管・弁	常設			
					原子炉压力容器	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
					所内常設蓄電式直流電 源設備	常設			
					代替所内電気設備	常設			

- ※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※2：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。
- ※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。
- ※4：発電用原子炉運転中においては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	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
低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶解炉心（可搬型）による 冷却	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設	① ④	低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶解炉心の冷却	大容量送水ポンプ（タイプI）	可搬	6時間30分	10名	自主対策とする理由は 本文参照
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設			淡水貯水槽（No.1）※1	常設			
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設			淡水貯水槽（No.2）※1	常設			
	ホース延長回収車	新設			ホース延長回収車	可搬			
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設			ホース・注水用ヘッド・接続口	可搬			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系配管・弁※2	既設			残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	代替所内電気設備	新設			代替所内電気設備	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			燃料補給設備	常設 可搬			
—	—	—	—	ろ過水ポンプによる 残存過水ポンプの冷却	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は 本文参照
				ろ過水タンク	常設				
				ろ過水系 配管・弁	常設				
				補給水系 配管・弁	常設				
				残留熱除去系配管・弁	常設				
				原子炉圧力容器	常設				
				常設代替交流電源設備	常設				
				可搬型代替交流電源設備	常設 可搬				
				代替所内電気設備	常設				
常設代替注水系（原子炉停止時冷却モード）の原子炉設備の復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	① ③ ④	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉再循環系配管・ジェットポンプ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							

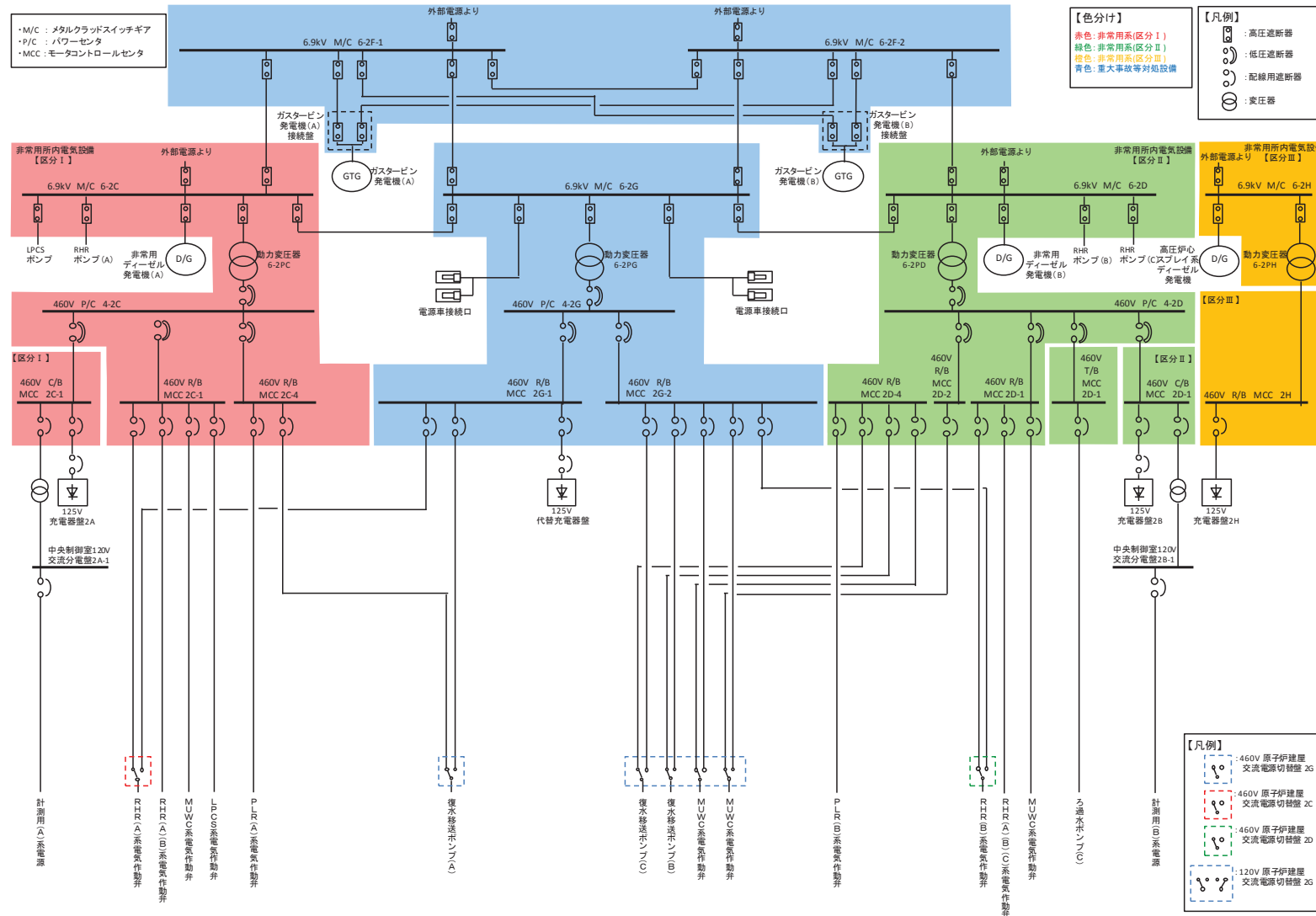
※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

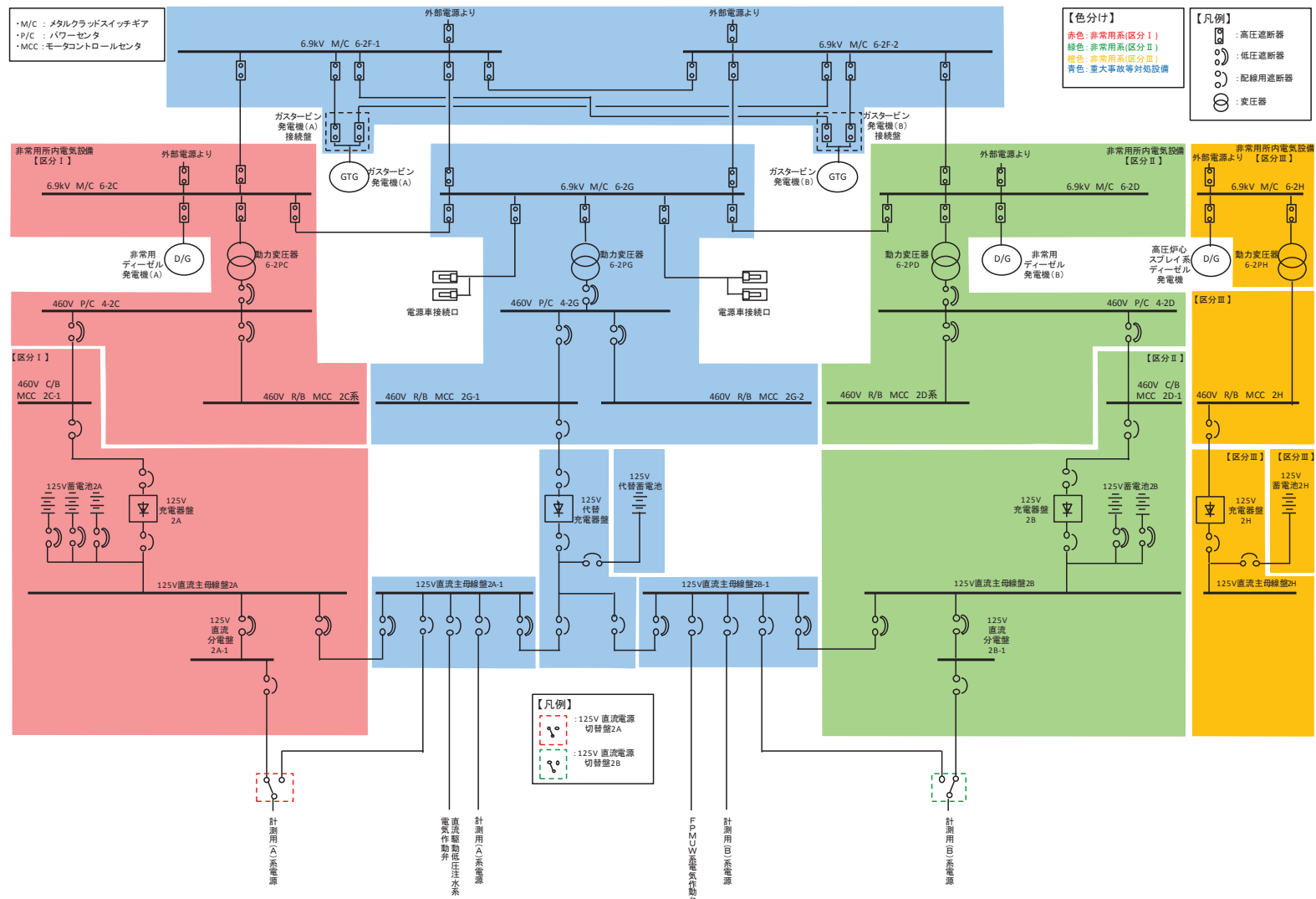
※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

※4：発電用原子炉運転中にあつては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中にあつては自主対策設備とする。

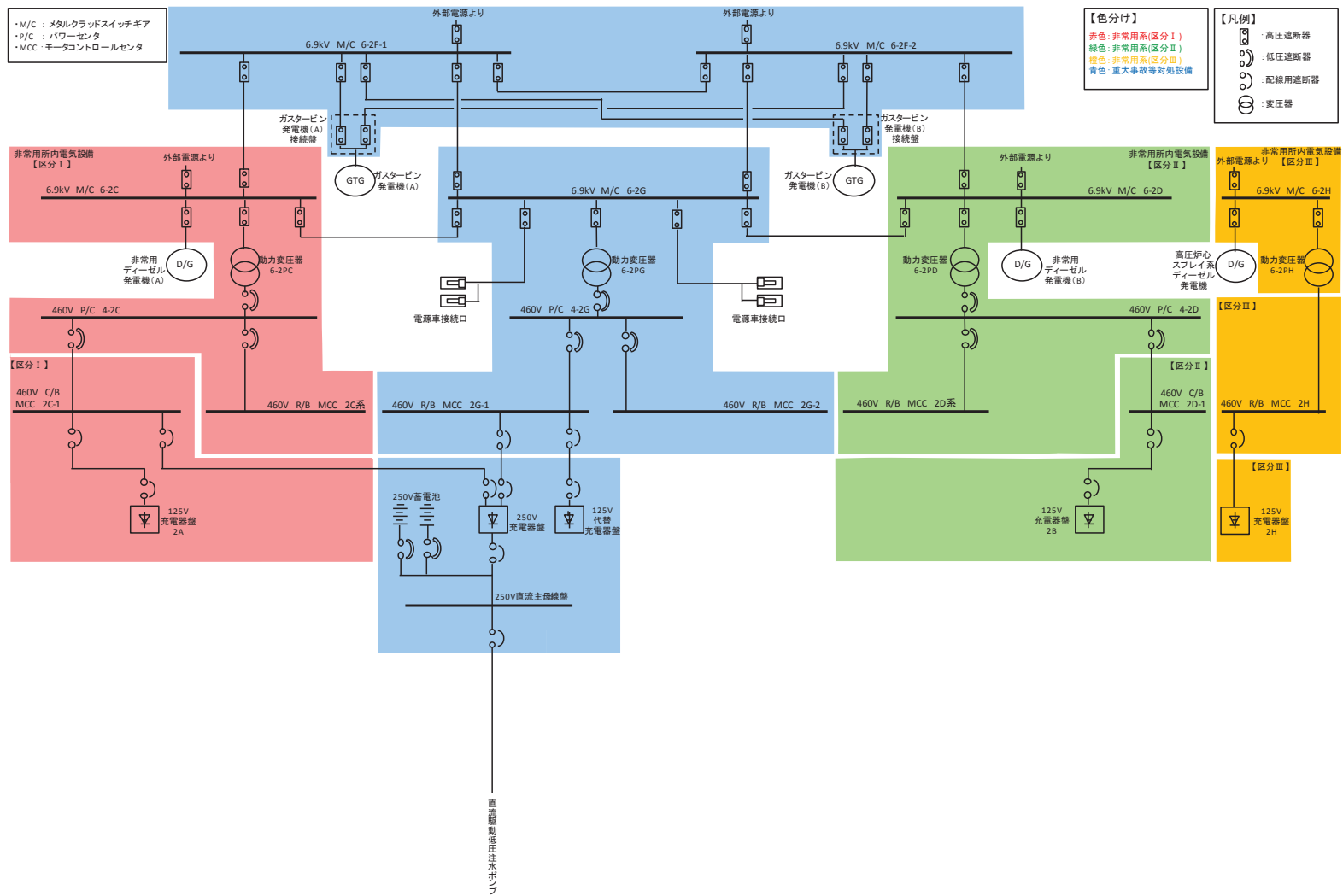
対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)



第3図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水

(1) 大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備及び送水

a. 操作概要

発電所対策本部は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により送水する。

b. 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺，原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数　：　9名（重大事故等対応要員）

想定時間　　：　6時間 20分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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、防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：　注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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作業を実施する上で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：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下におい

て、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動

2. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(1) 現場での系統構成

a. 操作概要

全交流動力電源喪失時において、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水が行えるよう、手動にて HPCS 注入隔離弁を全開し、系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び時間

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水のうち、現場での系統構成に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：30分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、暗闇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、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、暗闇においてもアクセス可能である。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。



HPCS 注入隔離弁

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順	(3) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	—	原子炉圧力指示値が <input type="text"/> 以下

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上
		i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇	残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値が 145m ³ /h 程度
		(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値の上昇	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値が 82m ³ /h 程度
		ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水		
		(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	残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇	残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値が [] 程度
	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が規定値以上	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が [] 以上
			残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値が 1160m ³ /h 程度まで上昇
(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	(a) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上 復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上
	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下 残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値の上昇 原子炉圧力指示値が [] 以下 残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値が 1160m ³ /h 程度まで上昇
1.4.2.3 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（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水	—	残留熱除去系ポンプ（A）出口圧力指示値が規定値以上 残留熱除去系（A）出口流量指示値の上昇 残留熱除去系ポンプ（A）出口圧力指示値が [] 以上 残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値が 1160m ³ /h 程度まで上昇
		—	残留熱除去系ポンプ（A）出口圧力指示値が規定値以上 残留熱除去系（A）出口流量指示値の上昇 残留熱除去系ポンプ（A）出口圧力指示値が [] 以上 残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値が [] 程度まで上昇
	(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	—	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値の上昇 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力指示値が [] 以上 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値が [] 程度まで上昇
		—	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値の上昇 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力指示値が [] 以上 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値が [] 程度まで上昇
	(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	—	原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下 残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値の上昇 原子炉圧力指示値が [] 以下 残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値が 1160m ³ /h 程度まで上昇
		—	原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下 残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値の上昇 原子炉圧力指示値が [] 以下 残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値が 1160m ³ /h 程度まで上昇

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P13-MO-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-MO-F022	MUWC サンプリング取出止め弁	中央制御室
P15-MO-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-MO-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
E11-MO-F004A	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F004B	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F004C	RHR C 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-MO-F062B	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E22-MO-F003	HPCS 注入隔離弁	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
E71-MO-F002	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	中央制御室
E71-MO-F005	直流駆動低圧注水系流量調整弁	中央制御室
P70-D001-4	原子炉・格納容器下部注水弁	屋外
P13-F172	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	屋外
P13-F175	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	屋外
P13-MO-F190	FW 系連絡第一弁	中央制御室
P13-MO-F191	FW 系連絡第二弁	中央制御室
E11-MO-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-MO-F010B	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-MO-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-MO-F009B	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-MO-F011A	RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-MO-F011B	RHR B 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-MO-F021	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F001A	RHR ポンプ(A)S/C 吸込弁	中央制御室
E11-MO-F001B	RHR ポンプ(B)S/C 吸込弁	中央制御室
E11-MO-F024A	RHR ポンプ(A) ミニマムフロー弁	中央制御室
E11-MO-F024B	RHR ポンプ(B) ミニマムフロー弁	中央制御室
B32-MO-F002A	原子炉再循環ポンプ(A) 吐出弁	中央制御室
B32-MO-F002B	原子炉再循環ポンプ(B) 吐出弁	中央制御室
E11-MO-F015A	RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁	中央制御室
E11-MO-F015B	RHR B 系停止時冷却吸込第一隔離弁	中央制御室
E11-MO-F016A	RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁	中央制御室
E11-MO-F016B	RHR B 系停止時冷却吸込第二隔離弁	中央制御室
E11-MO-F017A	RHR ポンプ(A) 停止時冷却吸込弁	中央制御室
E11-MO-F017B	RHR ポンプ(B) 停止時冷却吸込弁	中央制御室
E11-MO-F018A	RHR A 系停止時冷却注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F018B	RHR B 系停止時冷却注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F008A	RHR 熱交換器(A) 出口弁	中央制御室
E11-MO-F008B	RHR 熱交換器(B) 出口弁	中央制御室
E21-MO-F003	LPCS 注入隔離弁	中央制御室

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

< 目次 >

1.6.1 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. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

ii. 原子炉格納容器除熱

iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

c. 手順等

1.6.2 重大事故等時の手順

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. 原子炉格納容器代替スプレイ

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ

(b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

- (1) フロントライン系故障時の対応手順
 - a. 原子炉格納容器代替スプレイ
 - (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ
 - (b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ
 - b. 原子炉格納容器除熱
 - (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱
 - c. 重大事故等時の対応手段の選択
 - (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ
 - (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 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）による原子炉格納容器内へのスプレイ
 - (2) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱
- 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.6.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.6.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.6.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイ

添付資料 1.6.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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。
 - (1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等
 - a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。
 - (2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等
 - a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備している。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備を整備している。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.6.1 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

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、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（第1.6.1図）。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*}を選定する。

※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四十九条及び技術基準規則第六十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

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除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッションチェンバ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ スプレイ管

- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）によるサブレーションプールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブレーションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブレーションプール水冷却モード）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障を想定する。

設計基準事故対処設備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の関係を第 1.6.1 表に整理する。

a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び復水移送ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による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。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）

- ・淡水貯水槽 (No. 2)
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽 (No. 1)）及び淡水貯水槽 (No. 2)）の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(ii) 復水移送ポンプによる原子炉格納容器内の冷却

復水移送ポンプによる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。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器代替スプレイとして使用する設備のうち、大容量送水ポンプ (タイプ I)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口、残留熱除去系配管・弁、スプレイ管、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重

大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの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 1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

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

- ・復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系 配管・弁、補給水系 配管・弁

原子炉格納容器内の冷却として重大事故等対処設備と同等の圧力、流量が確保できないが、原子炉格納容器内の圧力によっては原子炉格納容器内の冷却手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、「(a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水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及びサプレッションプール水冷却モード）を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器

- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・スプレイ管
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・原子炉補機代替冷却水系
- ・常設代替交流電源設備

(ii) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・原子炉補機代替冷却水系
- ・常設代替交流電源設備

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉格納容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、残留熱除去系ポンプ、サブプレッションチェンバ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、スプレイ管及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの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 1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び復水移送ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」で選定した設備と同様である。

ii. 原子炉格納容器除熱

常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、ドライウエル冷却系により原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

(i) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

ドライウエル冷却系による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。

- ・ドライウエル冷却系下部送風機
- ・ドライウエル冷却系下部冷却器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・常設代替交流電源設備

iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器代替スプレイで使用する設備において、重大事故等対処設備の位置付けは、「a. (a) ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備」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 1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる。

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

- ・復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系 配管・弁、補給水系 配管・弁

原子炉格納容器内の冷却として重大事故等対処設備と同等の圧力、流

量は確保できないが、原子炉格納容器内の圧力によっては原子炉格納容器内の冷却手段として有効である。

・ドライウェル冷却系

耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却系下部送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。

また、ドライウェル冷却系下部送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウェル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）が使用できない場合は、「(a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水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及びサプレッションプール水冷却モード）を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「a. (b) i. 復旧」で選定した設備と同様である。

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置付けは、「a. (b) ii. 重大事故等対処設備」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 1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により使

用できない場合においても、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる。

c. 手順等

上記「a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書（徴候ベース）、非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.6.1 表）。

また、重大事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第 1.6.2 表，第 1.6.3 表）

（添付資料 1.6.2）

1.6.2 重大事故等時の手順

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. 原子炉格納容器代替スプレイ

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によりドライウエル内にスプレイする。

なお、外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

i. 手順着手の判断基準

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へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{*}した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ手順の概要（残留熱除去系 A 系配管及び格納容器スプレイ接続口 使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系配管及び格納容器スプレイ接続口 を使用したドライウエル内へのスプレイ手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.6.2 図及び第 1.6.3 図に、概要図を第 1.6.8 図に、タイムチャートを第 1.6.9 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイの準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイに必要な電気作動弁及び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 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

報告する。

- ⑤ 発電課長は、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、格納容器スプレイ弁の開操作及び RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁の全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイの開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、格納容器スプレイ弁にて流量調整を実施する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器への注水量の上昇（88m³/h）により確認し、発電課長に報告する。
なお、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを停止する。その後、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを再開する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 6 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、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホース接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで夜間における作業性を確保している。

（添付資料 1.6.3）

(b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプによりドライウエル内にスプレイする。

なお、外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

i. 手順着手の判断基準

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へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{*}した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、圧力抑制室圧力又はドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

ii. 操作手順

復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ手順の概要（残留熱除去系 A 系配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系配管を使用したドライウェル内へのスプレイ手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.6.2 図及び第 1.6.3 図に、概要図を第 1.6.10 図に、タイムチャートを第 1.6.11 図示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイの準備開始を指示する。
 - ② 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイに必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
 - ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{*1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{*2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。
- ※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
 - ⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
 - ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施し、発電課長に復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイの準備完了を報告する。
 - ⑦ 発電課長は、運転員に復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイの開始を指示する。
 - ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施しドライウェル内へのスプレイを開始する。

⑨ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器への注水量の上昇により確認し、発電課長に報告する。

なお、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを停止する。その後、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを再開する。

⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.20 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源を確保し、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の準備が完了している場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によりドライウエル内にスプレイする。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の準備が完了していない場合は、復水移送ポンプによりドライウエル内にスプレイする。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、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へのスプレイができない場合は、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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水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）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

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。

i. 手順着手の判断基準

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（格納容器スプレイ冷却モード）が復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{*}した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウェル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）による原子炉格納容器スプレイ手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.6.2～第 1.6.5 図に、概要図を第 1.6.12 図に、タイムチャートを第 1.6.13 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）の起動に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後、発電課長に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.4 表）に基づき原子炉格納容器内へのスプレイ先を選択し、運転員に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施し、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を開いて原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、発電課長に報告する。

なお、圧力抑制室指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウェ

ル温度，圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は，原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁の全閉操作を実施後，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し，原子炉圧力容器へ注水する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し，作業開始を判断してから残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 15 分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により，残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱ができない場合は，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，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで，残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）にてサブプレッションプールの除熱を実施する。

i. 手順着手の判断基準

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（サブプレッションプール水冷却モード）が復旧された場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系 (B) によるサブプレッションプール水除熱手順も同様)。

手順の対応フローを第 1.6.4 図に，概要図を第 1.6.14 図に，タイムチャートを第 1.6.15 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) の起動に必要なポンプ，電気作動弁及び監視計器の電源並び

に補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ(A)の起動操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、発電課長に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱の準備完了を報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系試験用調整弁を開し、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッションプール水の温度の低下によりサブプレッションプールの除熱が開始されたことを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.20 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転が可能な場合は、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、原子炉格納容器代替スプレー冷却系又は復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレーを並行して実施する。

1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 原子炉格納容器代替スプレー

(a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウェル内へのスプレー

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が故障により使用できない場合は、代替淡水源（淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)）を水源とした原子炉格納容器代替スプレー冷却系によりドライウェル内にスプレーする。

なお、外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレーとする。

i. 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（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達^{※2}した場合。

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

※2：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準（第1.6.5表）に達した場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウエル内へのスプレーについては、「1.6.2.1(1)a.(a)原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウエル内へのスプレー」の操作手順と同様である。ただし、スプレーの停止、再開については、原子炉格納容器内へのスプレー起動・停止の判断基準（第1.6.5表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第1.6.6図及び第1.6.7図に示す。また、概要図は第1.6.8図、タイムチャートは第1.6.9図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施し、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウエル内へのスプレー開始まで6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、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプI）からのホース接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで夜間における作業性を確保している。

（添付資料1.6.3）

(b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレー

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプによりドライウエル内にスプレーする。

なお、外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレーとする。

i. 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（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達^{※2}した場合。

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

※2：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準（第1.6.5表）に達した場合。

ii. 操作手順

復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレーについては、「1.6.2.1(1)a. (b)復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレー」の操作手順と同様である。ただし、スプレーの停止、再開については、原子炉格納容器内へのスプレー起動・停止の判断基準（第1.6.5表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第1.6.6図及び第1.6.7図に示す。また、概要図は第1.6.10図、タイムチャートは第1.6.11図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレー開始まで20分以内で可能である。

b. 原子炉格納容器除熱

(a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）の復旧ができない場合に、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の電源を復旧し、原子炉格納容器内のドライウエル冷却系下部冷却器へ冷却水を通水して原子炉格納容器内の除熱を行う。

なお、ドライウエル冷却系下部送風機が起動可能な場合は起動操作を実施する。

ドライウエル冷却系下部送風機を停止状態としても、ドライウエル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を

緩和する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*}において、残留熱除去系による原子炉格納容器除熱ができず、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が復旧可能である場合。

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

ii. 操作手順

ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に、概要図を第 1.6.16 図に、タイムチャートを第 1.6.17 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱に必要な送風機、電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成前準備（冷却水通水）として、RCW・RSW 盤 ESS-I 及び RCW・RSW 盤 ESS-II で隔離信号の除外操作を実施する。
- ④ 発電課長は、運転員にドライウエル冷却系下部冷却器への冷却水通水の開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成（冷却水通水操作）として、RCW 供給側第二隔離弁 (A)、RCW 供給側第二隔離弁 (B)、RCW 戻り側第一隔離弁 (A)、RCW 戻り側第一隔離弁 (B)、RCW 戻り側第二隔離弁 (A) 及び RCW 戻り側第二隔離弁 (B) の全開操作を実施し、原子炉補機冷却水系系統流量指示値の上昇を確認し、発電課長に報告する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系下部送風機起動前準備として、常用換気空調系盤及び常用換気空調系補助盤で隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系下部送風機 (A)、ドライウエル冷却系下部送風機 (B) 及びドライウエル冷却系下部送風機 (C) の起動操作を実施し、原子炉格納容器内の圧力の上昇が緩和することを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してからドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始まで 65 分以内で可能である。

c. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.20 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源を確保し、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の準備が完了している場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によりドライウエル内にスプレイする。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の準備が完了していない場合は、復水移送ポンプによりドライウエル内にスプレイする。

外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合は、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) を復旧し、原子炉格納容器内のドライウエル冷却系下部冷却器への冷却水通水及びドライウエル冷却系下部送風機の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の故障により、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へのスプレイができない場合は、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、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 又は原子炉補機代替冷却水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) にて原子炉格納容器内にスプレイする。

i. 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、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 (格納容器スプレイ冷却モード) が復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{※2}した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を越えた場合、

又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力又はドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.5 表）に達した場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(2)a.(a)残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.5 表）に到達した場合に行う。

なお、手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に示す。また、概要図は第 1.6.12 図、タイムチャートは第 1.6.13 図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱開始まで 15 分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱ができない場合は、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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）にてサブプレッションプールの除熱を実施する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※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（サブプレッションプール水冷却モード）が復旧された場合。

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

ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱については、「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プールの除熱」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第1.6.6図及び第1.6.7図に示す。また、概要図は第1.6.14図、タイムチャートは第1.6.15図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱開始まで20分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.6.20図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転が可能な場合は、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、原子炉格納容器代替スプレー冷却系又は復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレーを並行して実施する。

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（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレー

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）を起動し、サブプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器内への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。

a. 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達[※]した場合

※：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合」とは、ド

ライウエル圧力，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様）。

概要図を第 1.6.18 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
 - ② 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し，残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後，発電課長に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
 - ③ 発電課長は，原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.4 表）に基づき原子炉格納容器内のスプレイ先を選択し，運転員に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。
 - ④^a D/W スプレイの場合
中央制御室運転員 A は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施し，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁を調整開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
 - ④^b S/C スプレイの場合
中央制御室運転員 A は，RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を全開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
 - ⑤ 中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し，発電課長に報告する。
なお，圧力抑制室圧力指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は，原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。
- ※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁，RHR A 系格納容器ス

プレイ隔離弁及びRHR A系S/Cスプレイ隔離弁の全閉操作を実施後、RHR A系LPCI注入隔離弁の全開操作を実施し、原子炉压力容器へ注水する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施する。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。

(2) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を起動し、サブプレッションプールの除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

下記のいずれかに該当した場合。

- ・主蒸気逃がし安全弁開固着
- ・サブプレッションプール水の温度が規定温度以上
- ・サブプレッションプールの気体温度が規定温度以上

b. 操作手順

残留熱除去系（A）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱手順も同様）。概要図を第1.6.19図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、発電課長に残留熱除去系（A）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱の準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、運転員に残留熱除去系（A）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱の開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員Aは、RHR A系試験用調整弁を調整開し、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッションプール水の温度の低下によりサブプレッションプールの除熱が開始されたことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。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。

1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系への原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順は、「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。

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電気作動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車、大容量送水ポンプ (タイプ I) 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。

第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/5)
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

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	対応設備	手順書
重大事故等対処設備(設計基準拡張)	—	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除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 スプレイ管 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
		残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)によるサブプレッションプールの除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」

※1: 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。
 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 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（2/5）
（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

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	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※3 ホース延長回収車 ※3 ホース・注水用ヘッド・接続口 ※3 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 重大事故等対処要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による送水」※3
			非常用交流電源設備 ※2	
		淡水貯水槽（No.1） ※3，※4 淡水貯水槽（No.2） ※3，※4	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の冷却による復水移送ポンプ	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※3 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」

※1：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。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 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（3/5）
（炉心損傷前のサポート系故障時）

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		
サポート系故障時	全交流動力電源	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書（設備別） 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）			重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
		残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備		非常時操作手順書（徴候ベース） 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書（設備別） 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）			

※1：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。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 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（4/5）
 （炉心損傷後のフロントライン系故障時）

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			
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※3 ホース延長回収車 ※3 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対応設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による送水」※3		
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）			
			淡水貯水槽（No.1） ※3，※4 淡水貯水槽（No.2） ※3，※4	自主対策設備			
		原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※3 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備		非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」	
			原子炉格納容器内の除熱	ドライウエル冷却系下部送風機 ドライウエル冷却系下部冷却器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 常設代替交流電源設備 ※2		自主対策設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「ドライウエル冷却系による格納容器除熱」

※1：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。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 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（5/5）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

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	対応設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
		残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：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。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

第 1.6.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/11)

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)	
1.6.2.1 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. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプ(タイプ I 又はタイプ II)による送水」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (2/11)

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. 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. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位
		電源の確保 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位
		操作
	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度	
	原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位	
	原子炉格納容器への注水量 残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量	
	補機監視機能 復水移送ポンプ出口圧力	
	水源の確保 復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (3/11)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 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 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (4/11)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よるサブプレッションプー ル水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
	操作	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (5/11)

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)		
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ				
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプI)によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプ(タイプI又はタイプII)による送水」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	
		操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
			原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
			原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量			
水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)			

監視計器一覧 (6/11)

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)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗淨ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗淨流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗淨流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (7/11)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉格納容器除熱 (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「ドライウエル冷却系による格納容器除熱」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度

監視計器一覧 (8/11)

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)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
補機監視機能		残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力	
原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位	

監視計器一覧 (9/11)

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)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (10/11)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.3 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) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに による格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (11/11)

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)	
1.6.2.3 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 (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

第 1.6.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順書等	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用高圧母線 2C 系
			非常用高圧母線 2D 系
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系

※：供給負荷は監視計器

第 1.6.4 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準
(炉心の著しい損傷を防止するための対応)

	スプレイ起動の判断基準	原子炉格納容器 代替スプレイ	RHR による スプレイ	スプレイ停止の判断基準			
				原子炉格納容器代替 スプレイ	RHR による スプレイ		
炉心の著しい損傷を防止するための対応	P C V 圧力 制御	ドライウエル圧力指示値が [] 以上で、原子炉水位指示値が [] 以下を経験した場合	—	D/W S/C	—	以下のいずれかの条件でスプレイを停止する。 ・ 圧力抑制室圧力指示値が [] 未満まで低下した場合 ・ ドライウエル温度指示値が [] 未満に低下した場合 ・ 圧力抑制室内空気温度指示値が [] 未満に低下した場合	
		圧力抑制室圧力指示値が [] 以上の場合	—	S/C	—		
		圧力抑制室圧力指示値が [] 以上で 24 時間継続した場合、又は圧力抑制室圧力指示値が [] 以上の場合	—	D/W S/C	—		
		圧力抑制室圧力指示値が 0.384MPa [gage] 以上の場合	D/W※1	D/W S/C	圧力抑制室圧力指示値が 0.284MPa [gage] 以下の場合 圧力抑制室水位が外部水源注水量限界（圧力抑制室水位指示値が通常運転水位＋約 2m）に到達した場合		
	S D / P W 温度 制御	ドライウエル温度指示値が 171℃に接近した場合	D/W※1	D/W	ドライウエル温度指示値が 150℃以下の場合		
					圧力抑制室水位が外部水源注水量限界（圧力抑制室水位指示値が通常運転水位＋約 2m）に到達した場合		
		圧力抑制室内空気温度指示値が [] 以上の場合	—	S/C	—		
	S / P 水位 制御	圧力抑制室水位指示値が通常運転水位 [] に接近した場合	—	D/W	—		

※1：外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

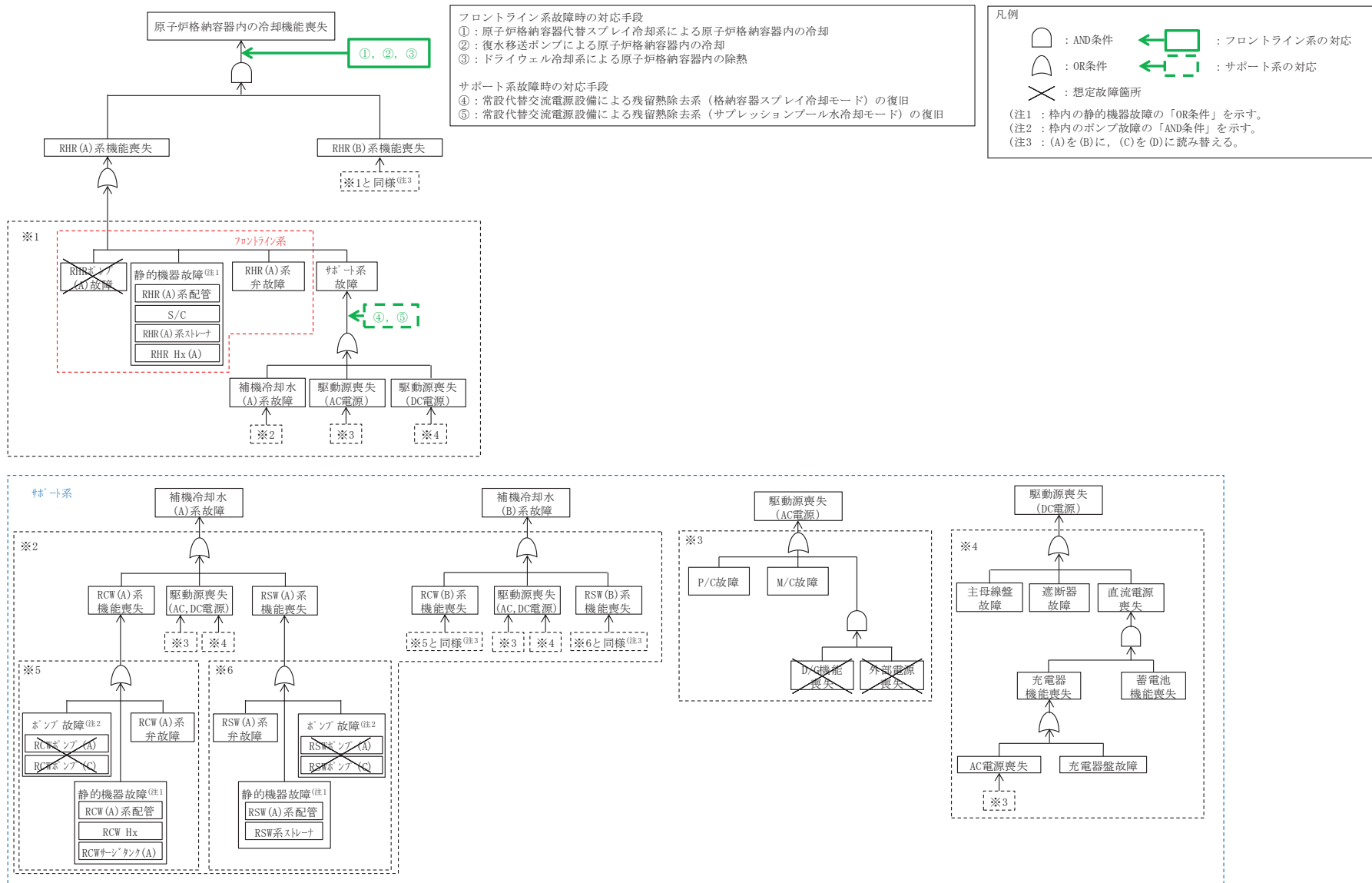
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 1.6.5 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準
(原子炉格納容器の破損を防止するための対応)

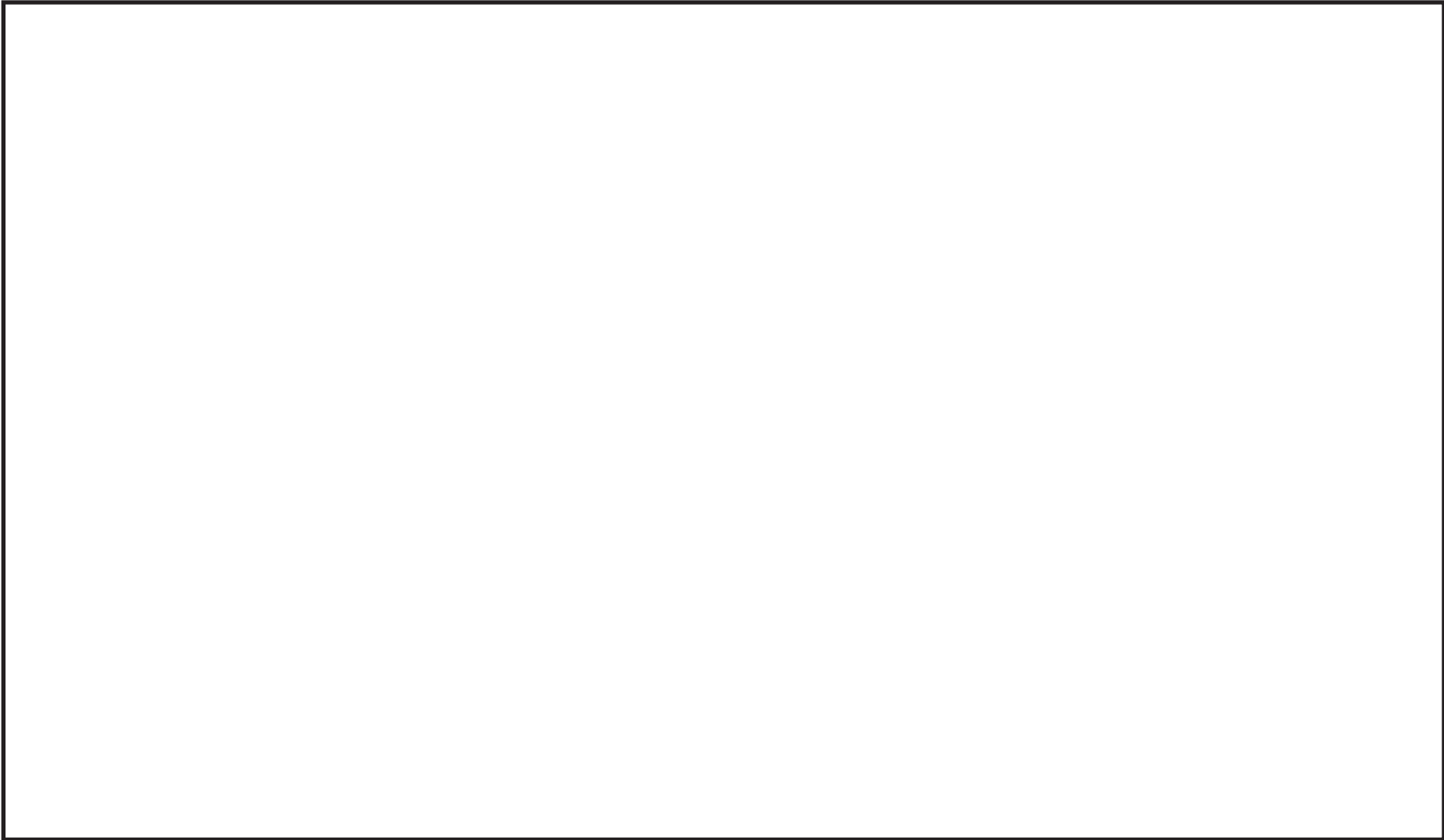
		スプレイ起動の判断基準		スプレイ停止の判断基準		スプレイ 流量 (m ³ /h)
原子炉格納容器の破損を防止するための対応	R P V 破損後の除熱	損傷炉心冷却後の除熱	原子炉格納容器代替スプレイ	D/W	原子炉格納容器代替スプレイ	88
			ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 0.640MPa[gage]以上の場合※ ¹		ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 0.540MPa[gage]以下の場合※ ¹	
			ドライウエル温度指示値が 190℃以上の場合※ ¹	ドライウエル温度指示値が 150℃以下の場合※ ¹		
			[代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水と併用する場合] ドライウエル温度指示値が 150℃以上の場合※ ¹	圧力抑制室水位が外部水源注水量限界(圧力抑制室水位指示値が通常運転水位+約 2m)に到達した場合 [代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水と併用する場合] ドライウエル温度指示値が 110℃以下の場合※ ¹		
				圧力抑制室水位が外部水源注水量限界(圧力抑制室水位指示値が通常運転水位+約 2m)に到達した場合		
	R H R によるスプレイ		ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 以上の場合	D/W S/C	R H R によるスプレイ	1160

※1：外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

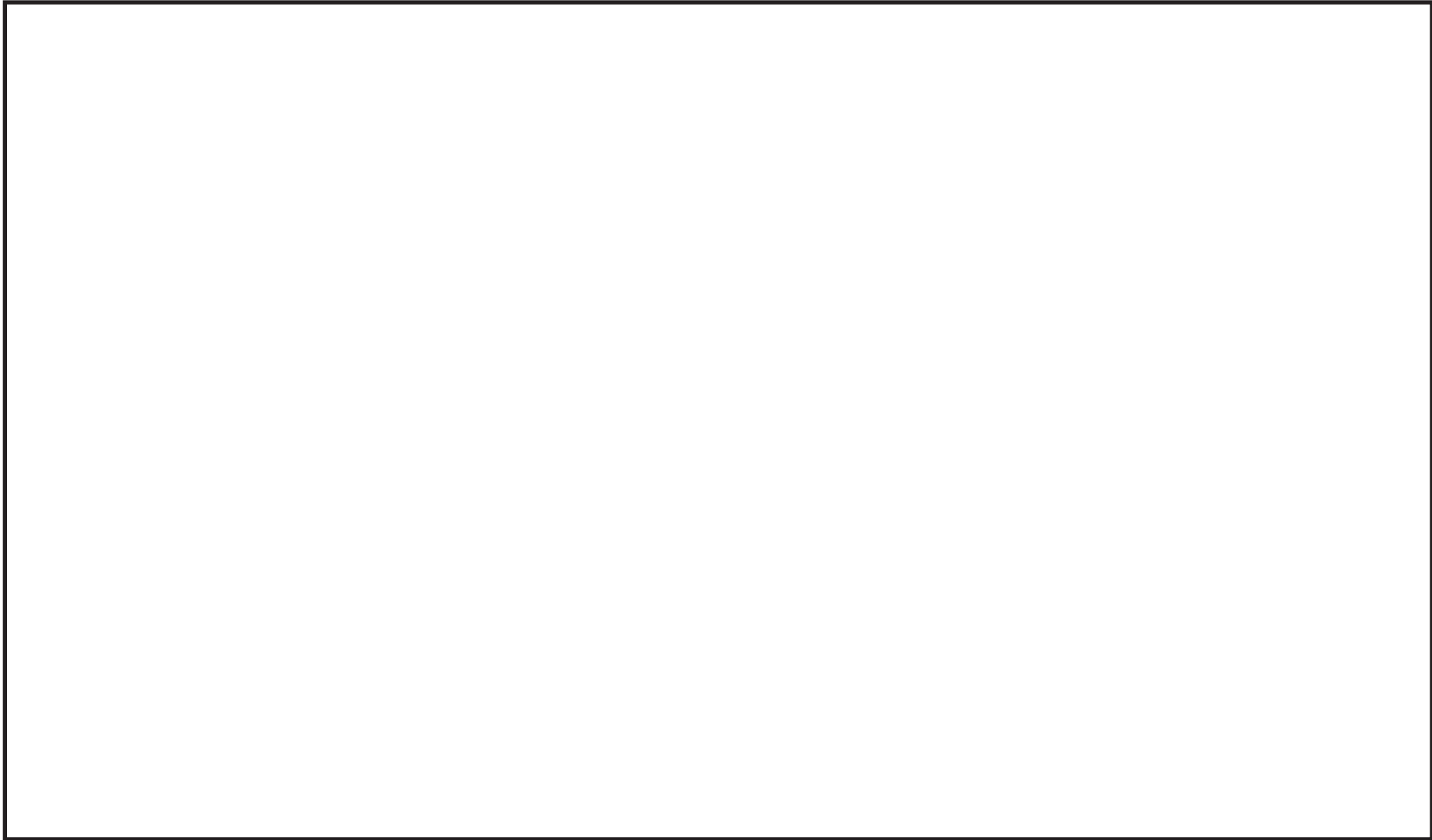


第 1.6.1 図 機能喪失原因対策分析



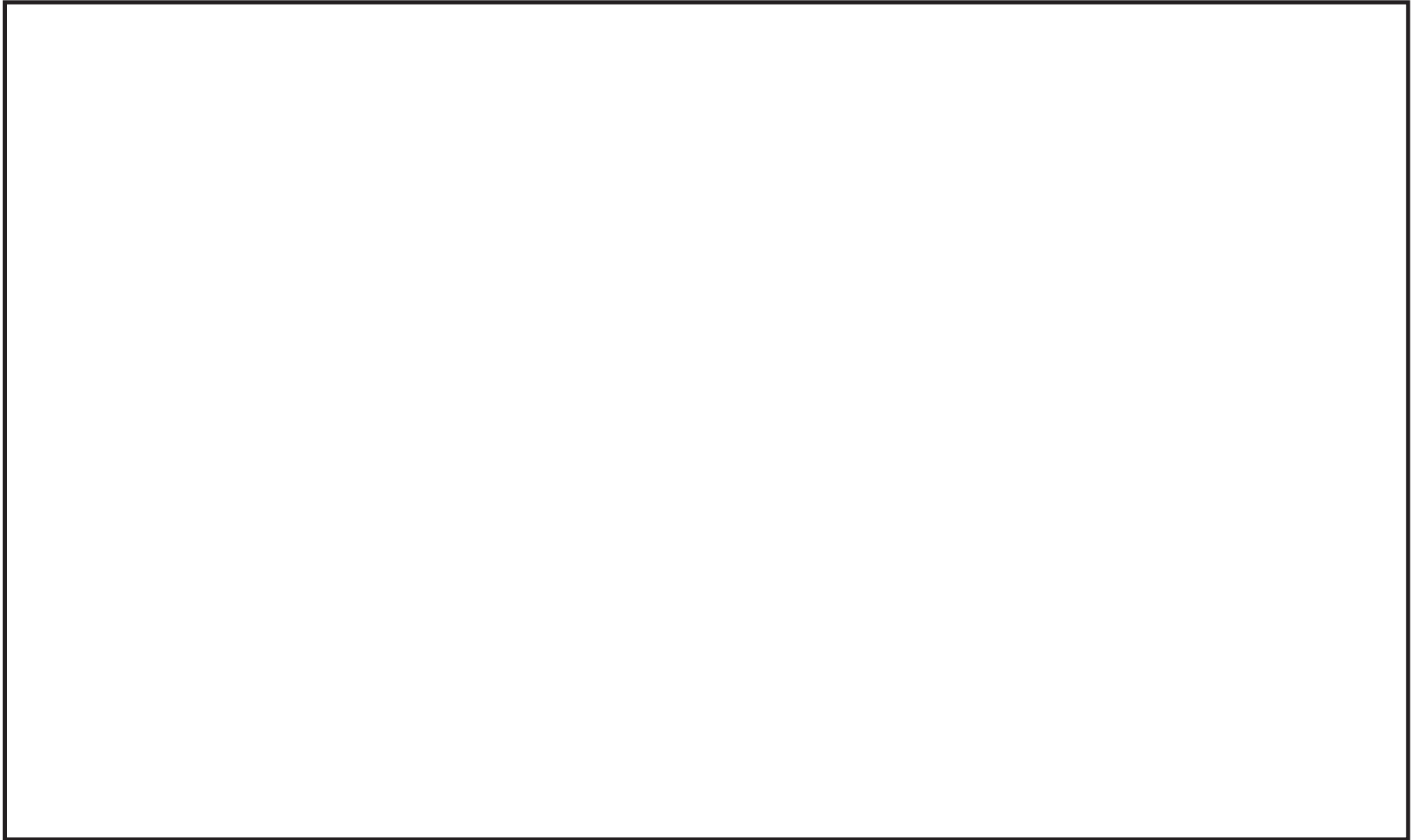
第 1.6.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「PCV 圧力制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



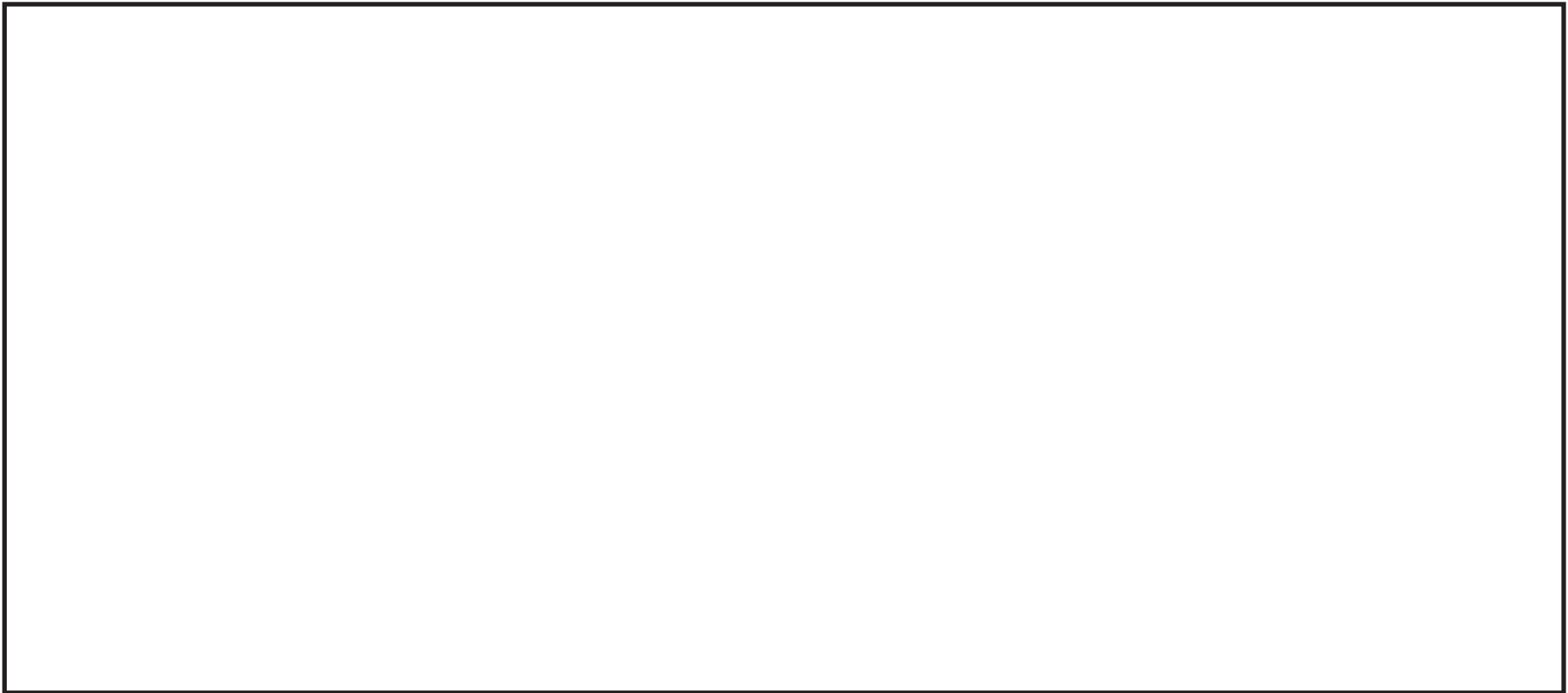
第 1.6.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「D/W 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



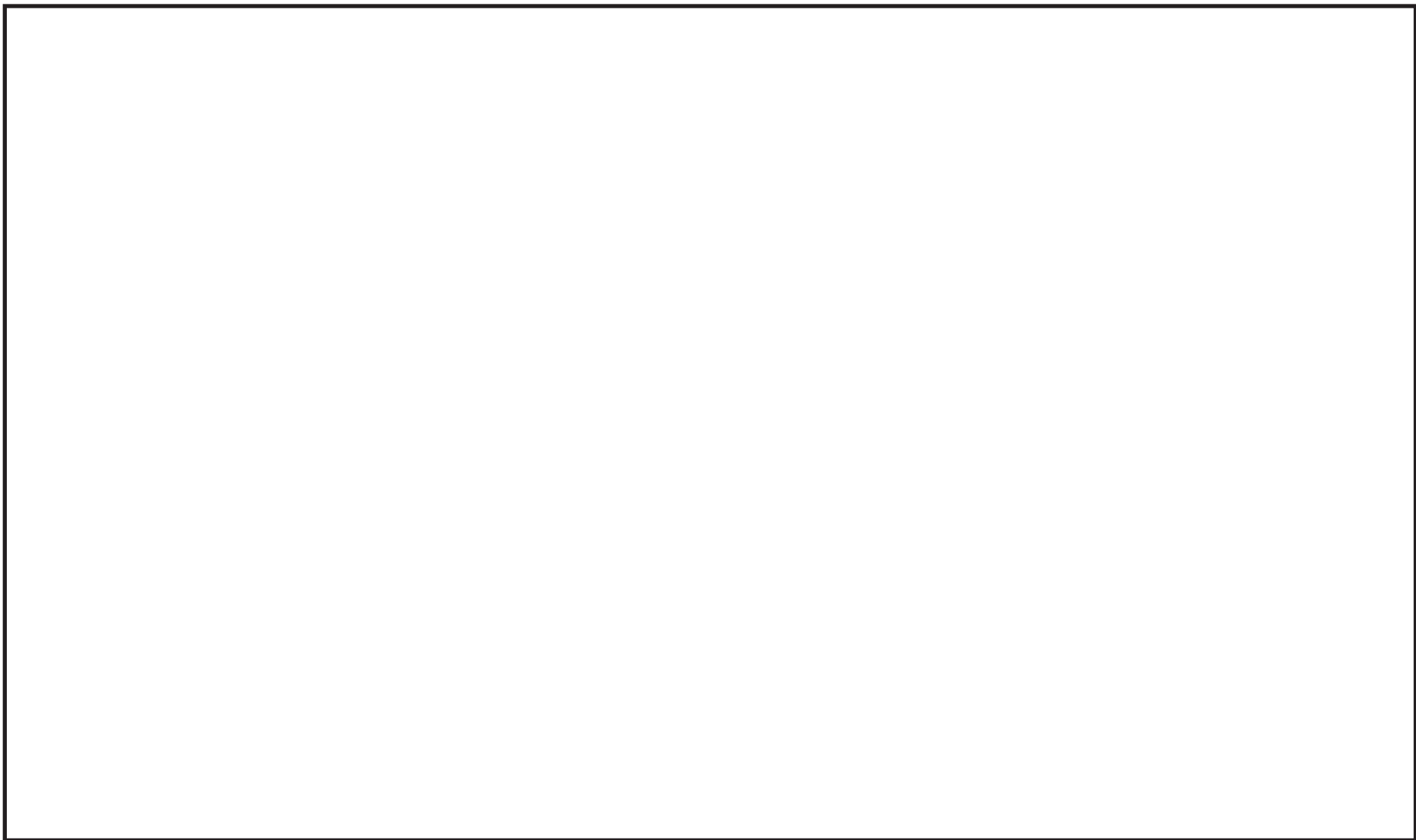
第 1.6.4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



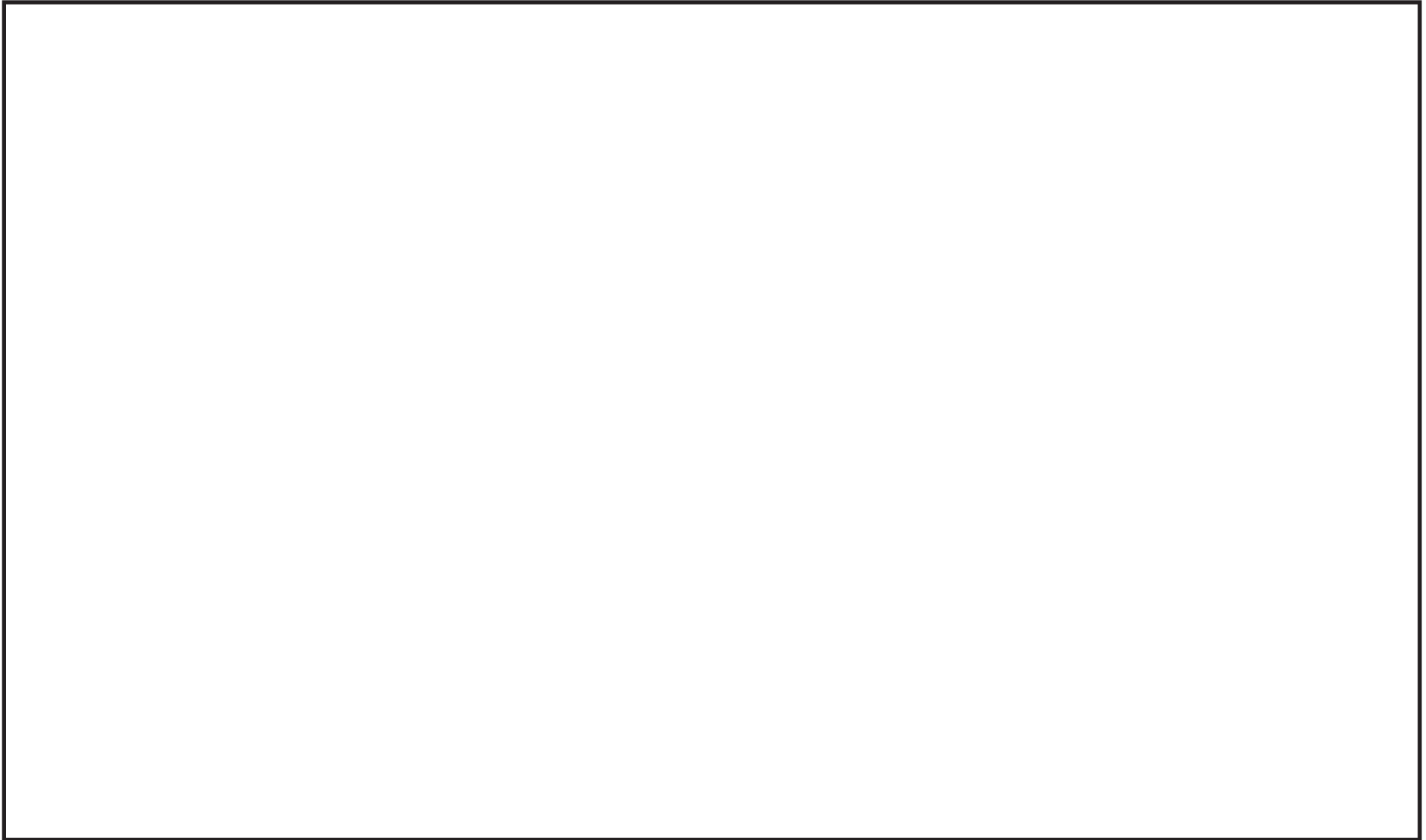
第 1.6.5 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 水位制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



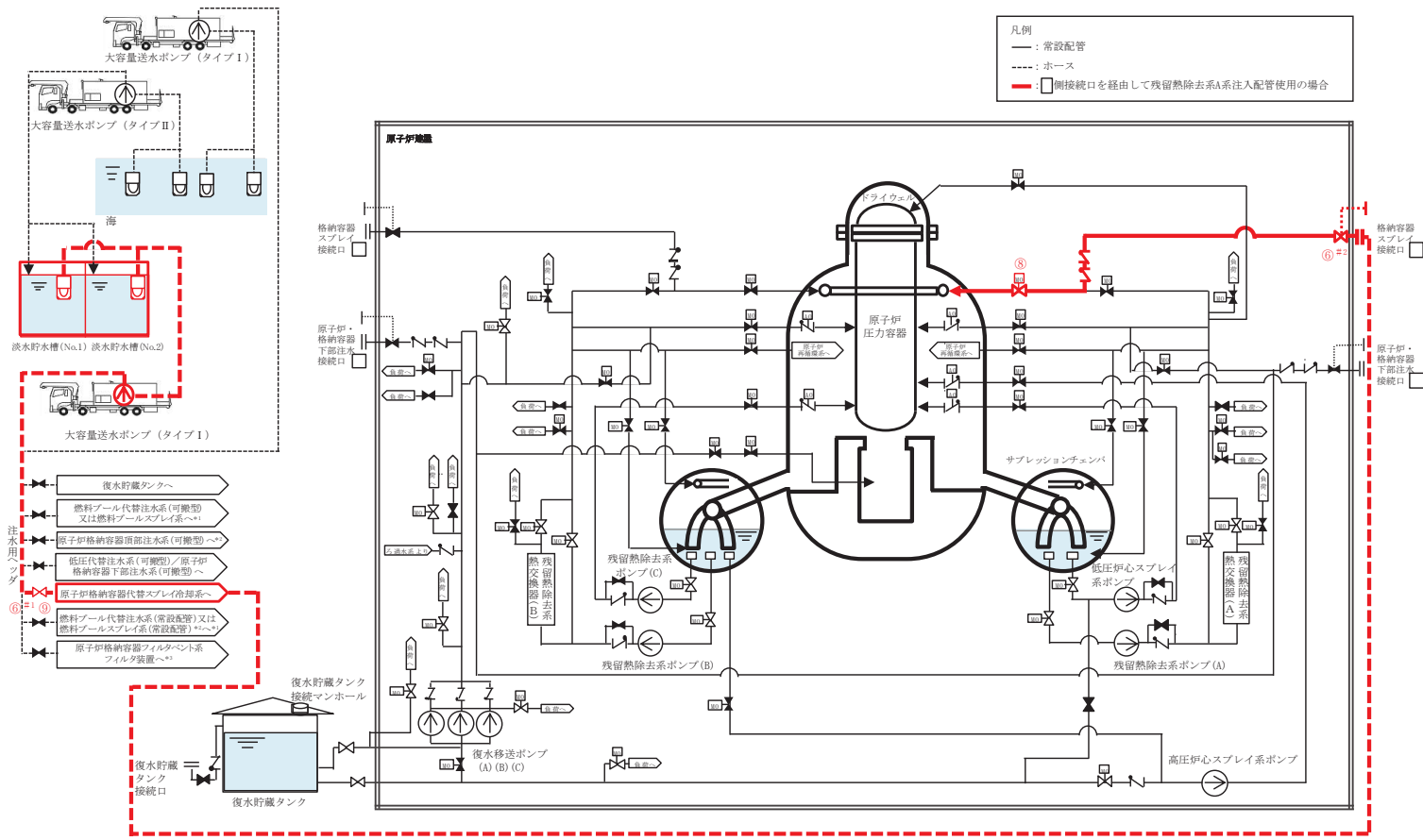
第 1.6.6 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「損傷炉心冷却後の除熱」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.6.7 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 破損後の除熱」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



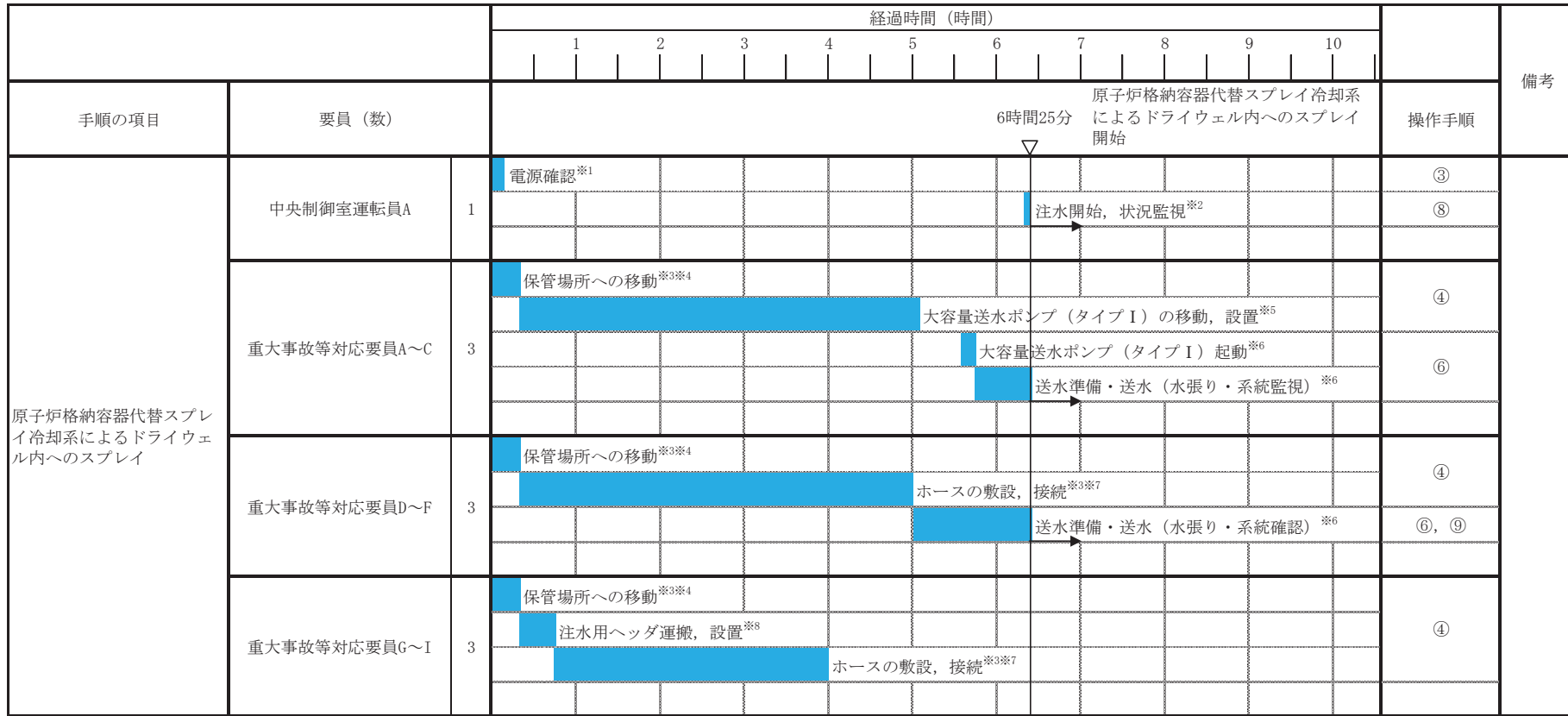
*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ ^{#1} ⑨	格納容器スプレイ弁	P70-D001-5	屋外
⑥ ^{#2}	RHR A系格納容器代替スプレイ注入元弁	E11-F063A	屋外
⑧	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室

#1~: 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.6.8 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイ 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア

※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※5: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動時間として, 第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※6: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※8: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.6.9 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイ タイムチャート

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ ^{#2}	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ ^{#3}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ ^{#4}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ ^{#5}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ ^{#6}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ ^{#1}	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑥ ^{#2}	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

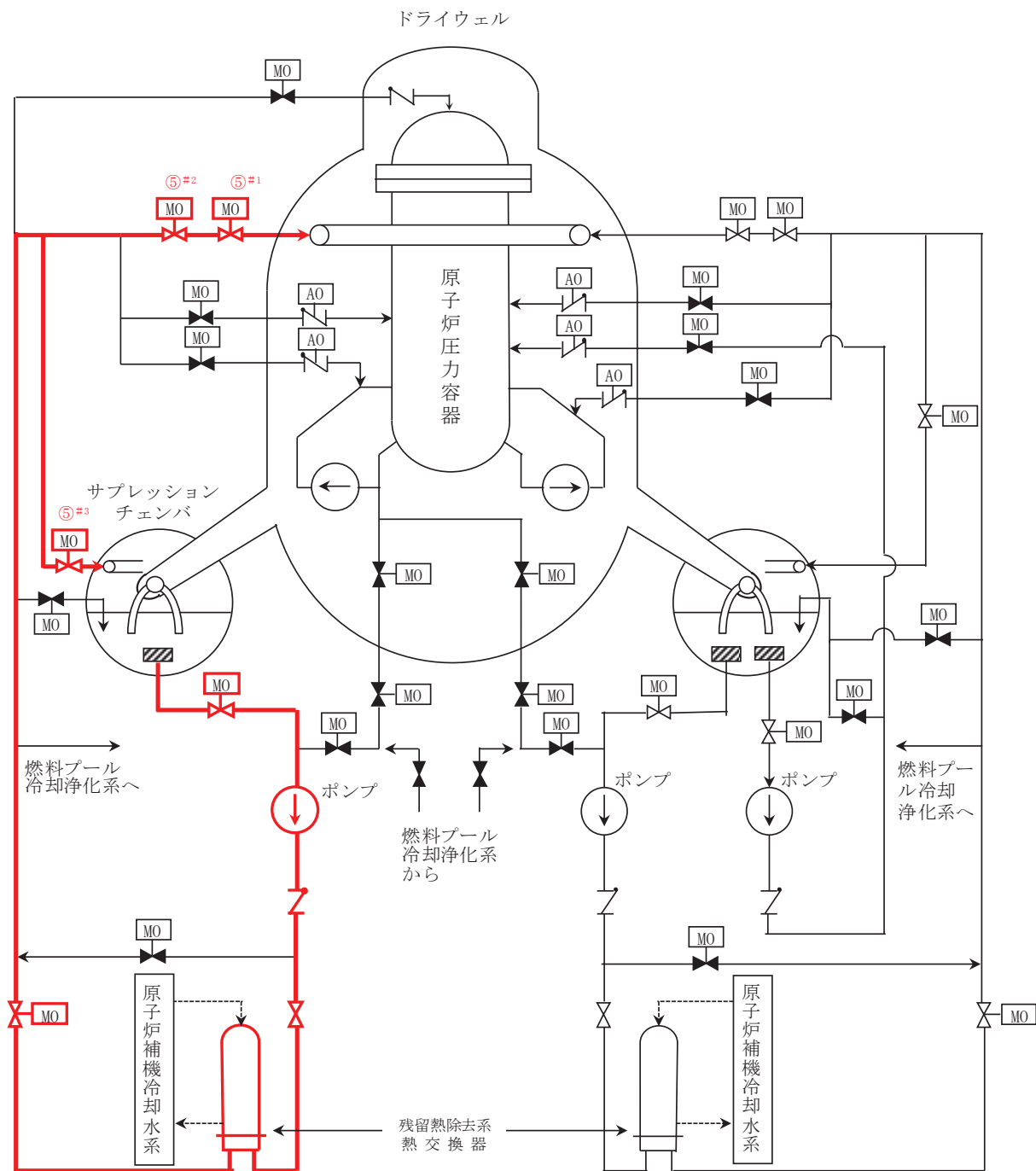
第 1.6.10 図 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ 概要図 (2/2)

		経過時間 (分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	70								
手順の項目	要員 (数)	20分 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ												操作手順		
復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												②	
			系統構成, ポンプ起動 ^{※2}												③~⑥, ⑧	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.6.11 図 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤#1	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-MO-F010A	中央制御室
⑤#2	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-MO-F009A	中央制御室
⑤#3	RHR A系 S/C スプレイ隔離弁	E11-MO-F011A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

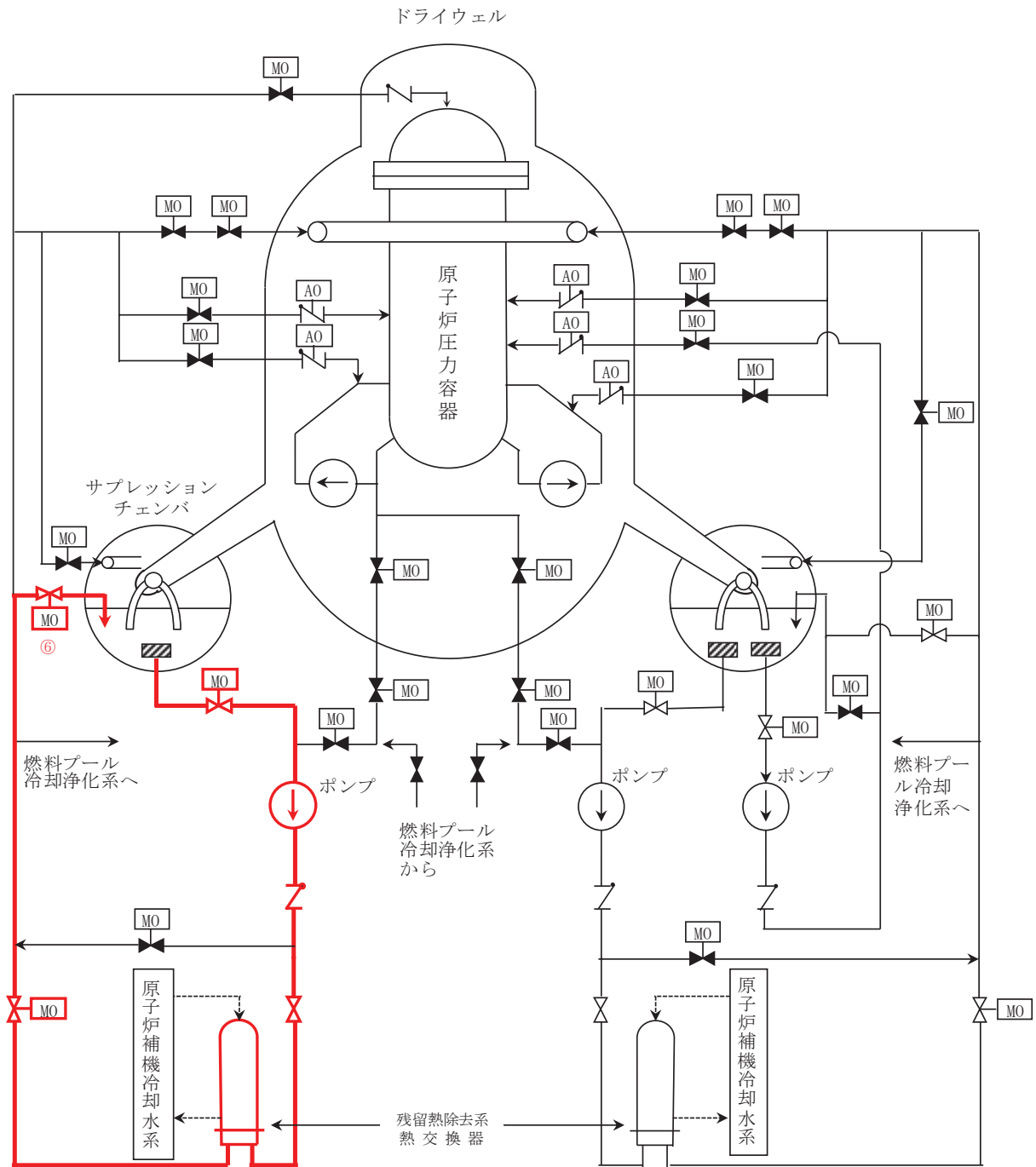
第 1.6.12 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図

		経過時間 (分)													備考	
		10 20 30 40 50 60 70														
手順の項目	要員 (数)	15分 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ												操作手順		
残留熱除去系電源復旧後の 原子炉格納容器内へのスプレイ	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												②	
			系統構成, ポンプ起動 ^{※2}												③, ⑤	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.6.13 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥	RHR A系試験用調整弁	E11-MO-F012A	中央制御室

第 1.6.14 図 残留熱除去系電源復旧後のサプレッションプールの除熱 概要図

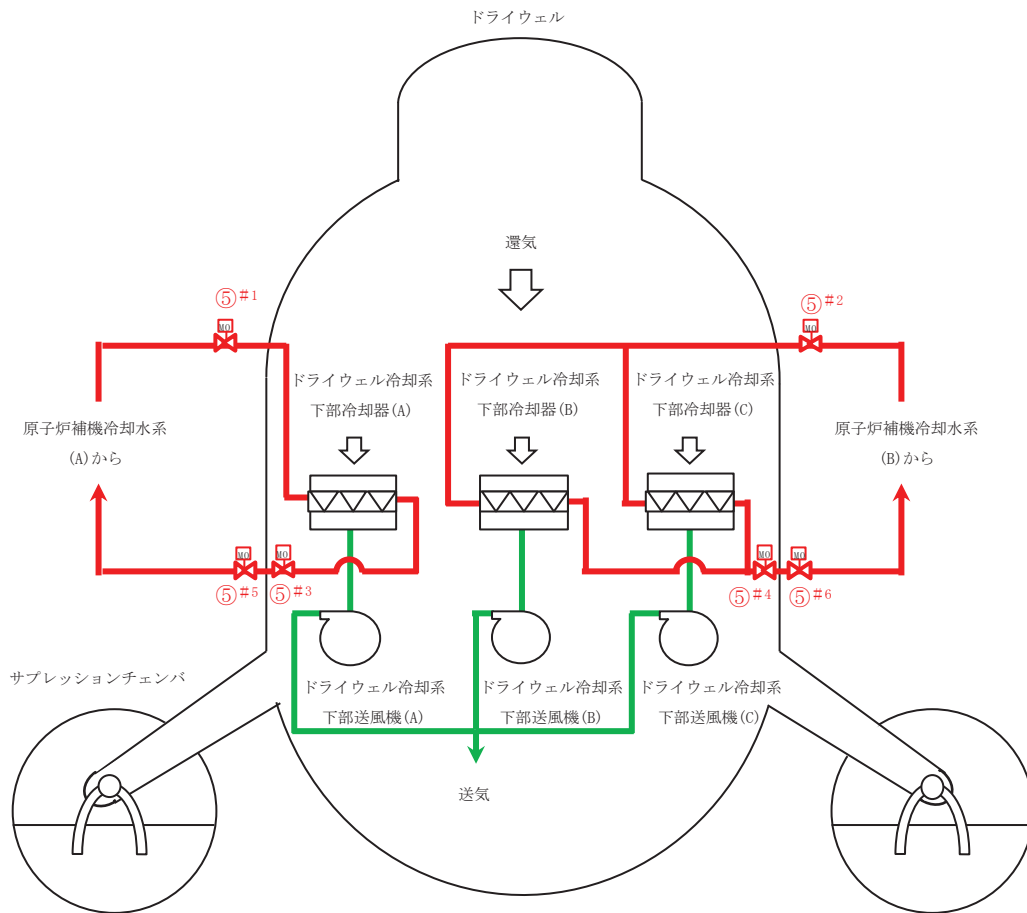
		経過時間 (分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	70								
手順の項目	要員 (数)	20分 残留熱除去系電源復旧後のサプレッションプールの除熱												操作手順		
残留熱除去系電源復旧後のサプレッションプールの除熱	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												②	
			系統構成, ポンプ起動 ^{※2}												③, ⑥	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.6.15 図 残留熱除去系電源復旧後のサプレッションプールの除熱 タイムチャート

凡例
 ⑤ #1 ~ ⑤ #6 : ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所(冷却水通水)
 ⑤ #7 ~ ⑤ #9 : ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所(送気)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤ #1	RCW 供給側第二隔離弁 (A)	P42-M0-F112A	中央制御室
⑤ #2	RCW 供給側第二隔離弁 (B)	P42-M0-F112B	中央制御室
⑤ #3	RCW 戻り側第一隔離弁 (A)	P42-M0-F115A	中央制御室
⑤ #4	RCW 戻り側第一隔離弁 (B)	P42-M0-F115B	中央制御室
⑤ #5	RCW 戻り側第二隔離弁 (A)	P42-M0-F116A	中央制御室
⑤ #6	RCW 戻り側第二隔離弁 (B)	P42-M0-F116B	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

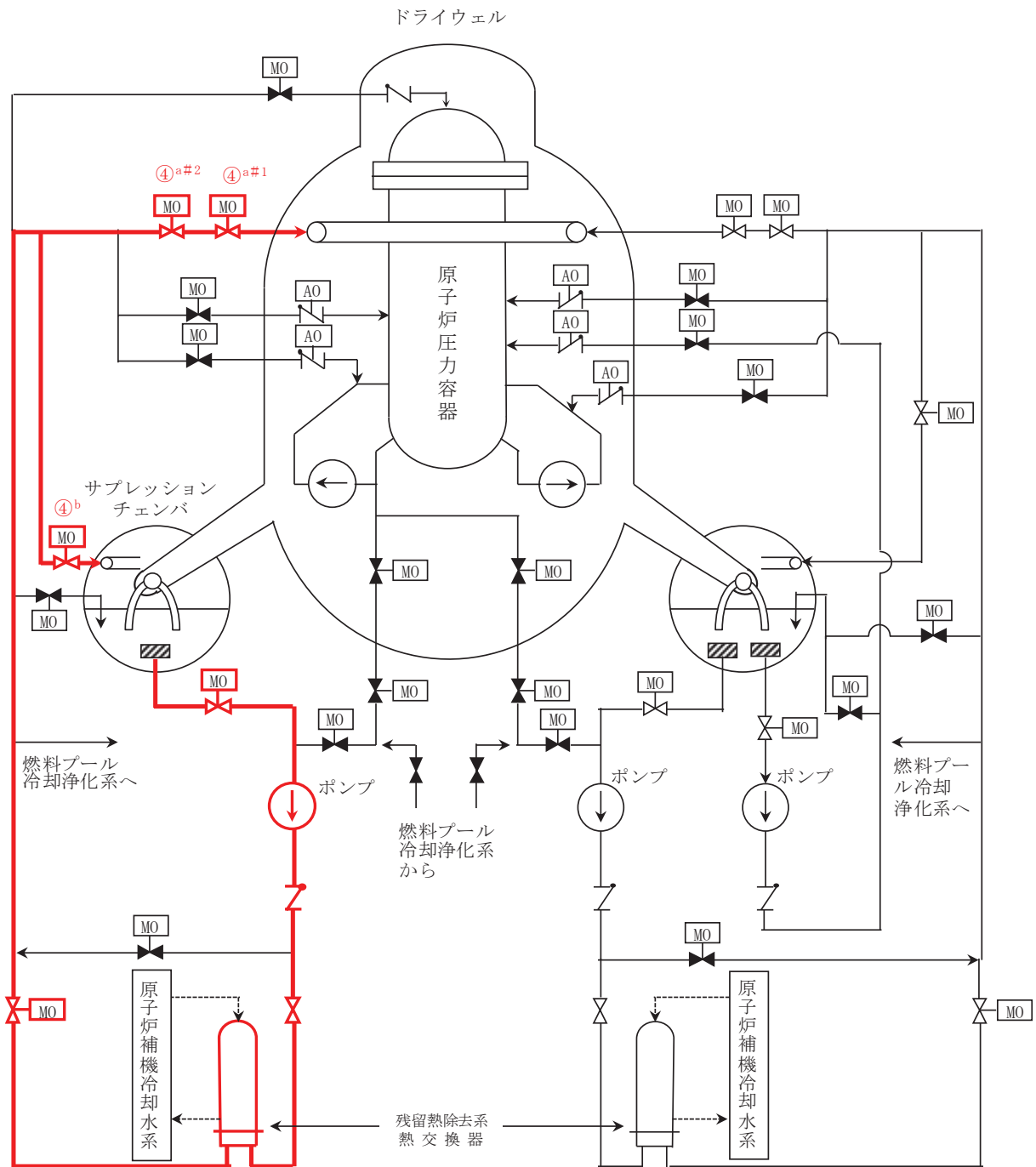
第 1.6.16 図 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 概要図

		経過時間 (分)											備考
		10	20	30	40	50	60	70					
手順の項目	要員 (数)	ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱										操作手順	
ドライウエル冷却系による 原子炉格納容器内の除熱	中央制御室運転員A 1	電源確認 ^{※1}										②	
		隔離信号除外 (RCW (A) 及びRCW (B) 使用), 系統構成 ^{※2}										③, ⑤, ⑥	
		ドライウエル冷却系下部送風機 (A) (B) (C) 起動 ^{※2}										⑧	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

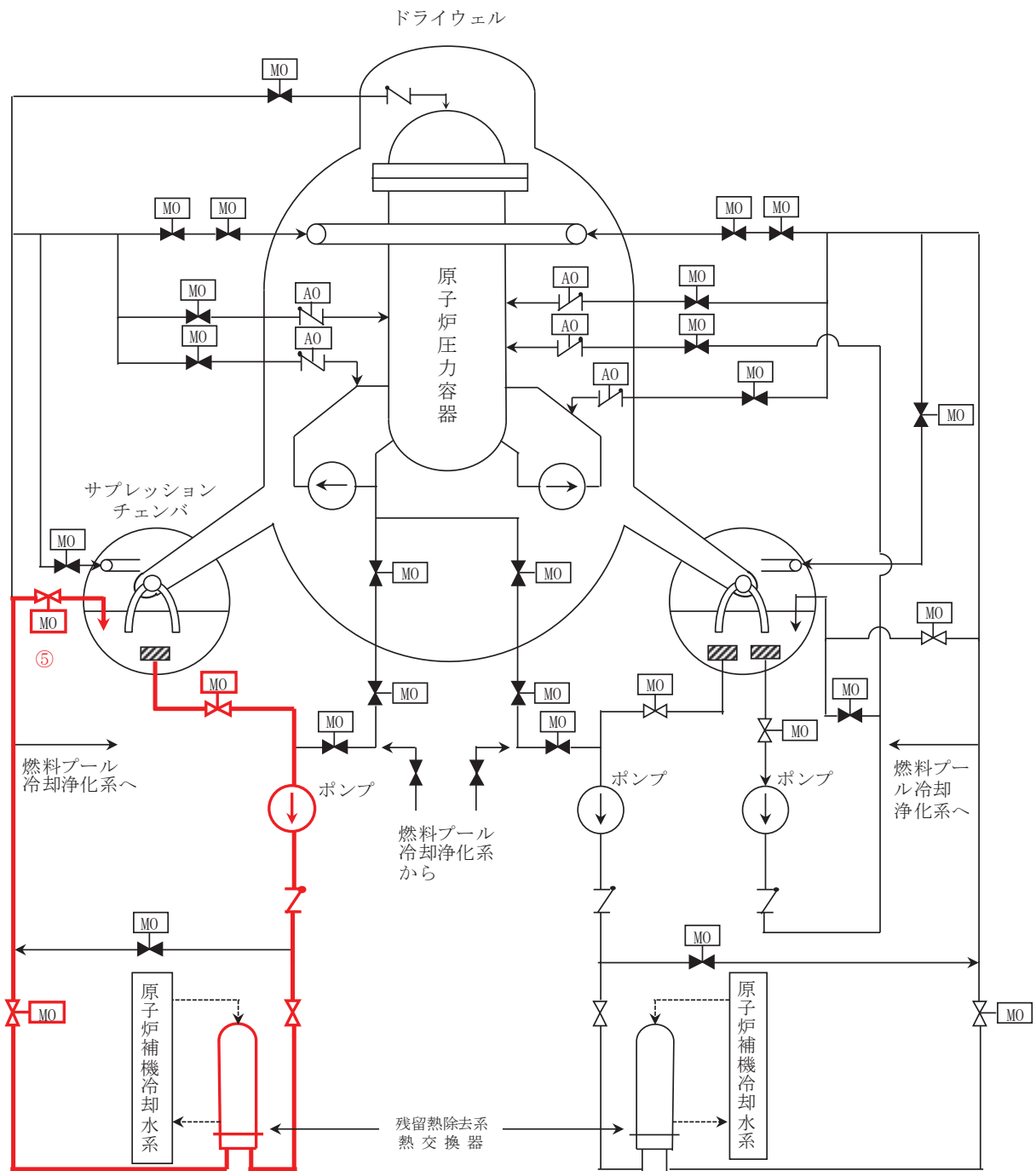
第 1.6.17 図 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ ^a #1	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-MO-F010A	中央制御室
④ ^a #2	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-MO-F009A	中央制御室
④ ^b	RHR A系S/Cスプレイ隔離弁	E11-MO-F011A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.6.18 図 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へのスプレイ 概要図

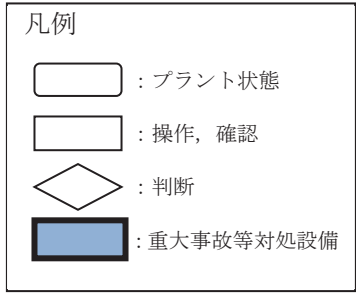
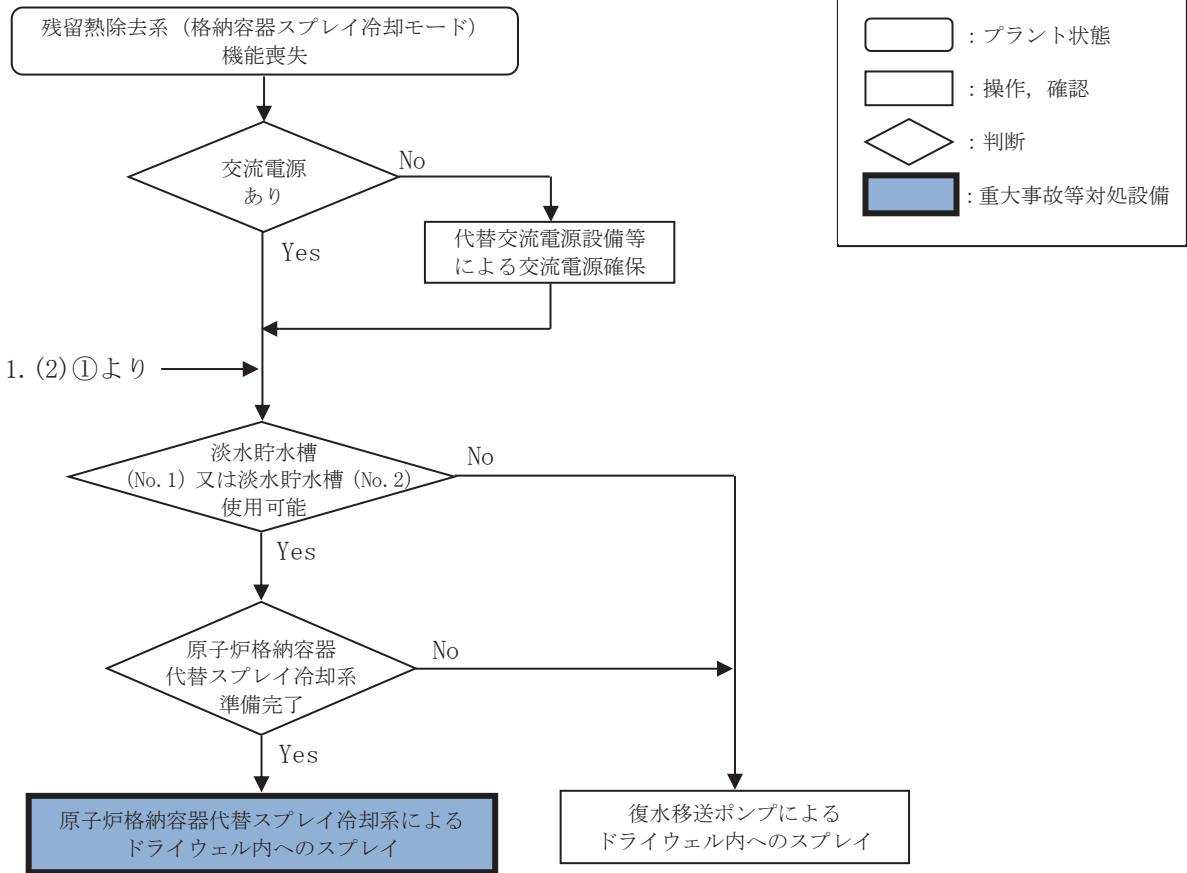


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤	RHR A系試験用調整弁	E11-MO-F012A	中央制御室

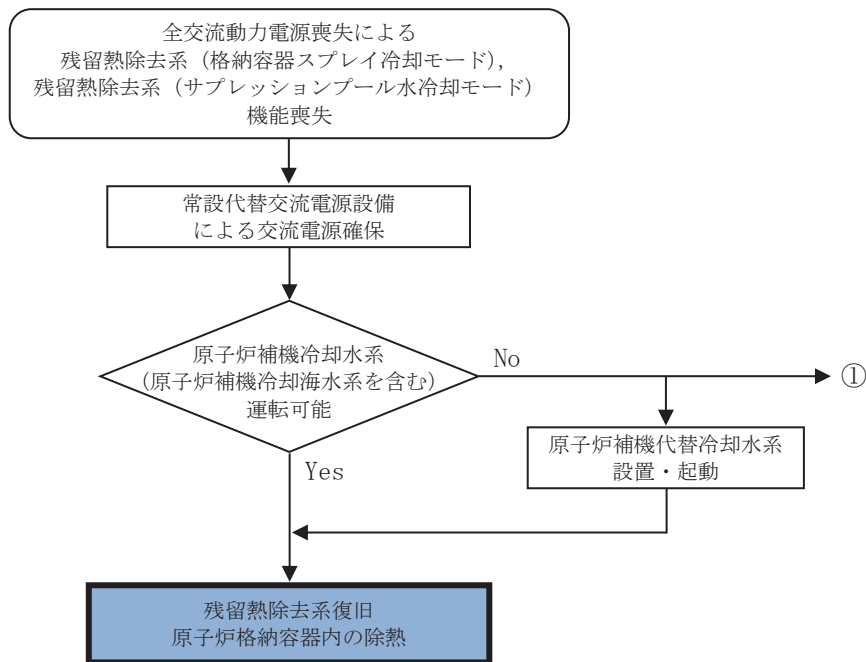
第 1.6.19 図 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱 概要図

1. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



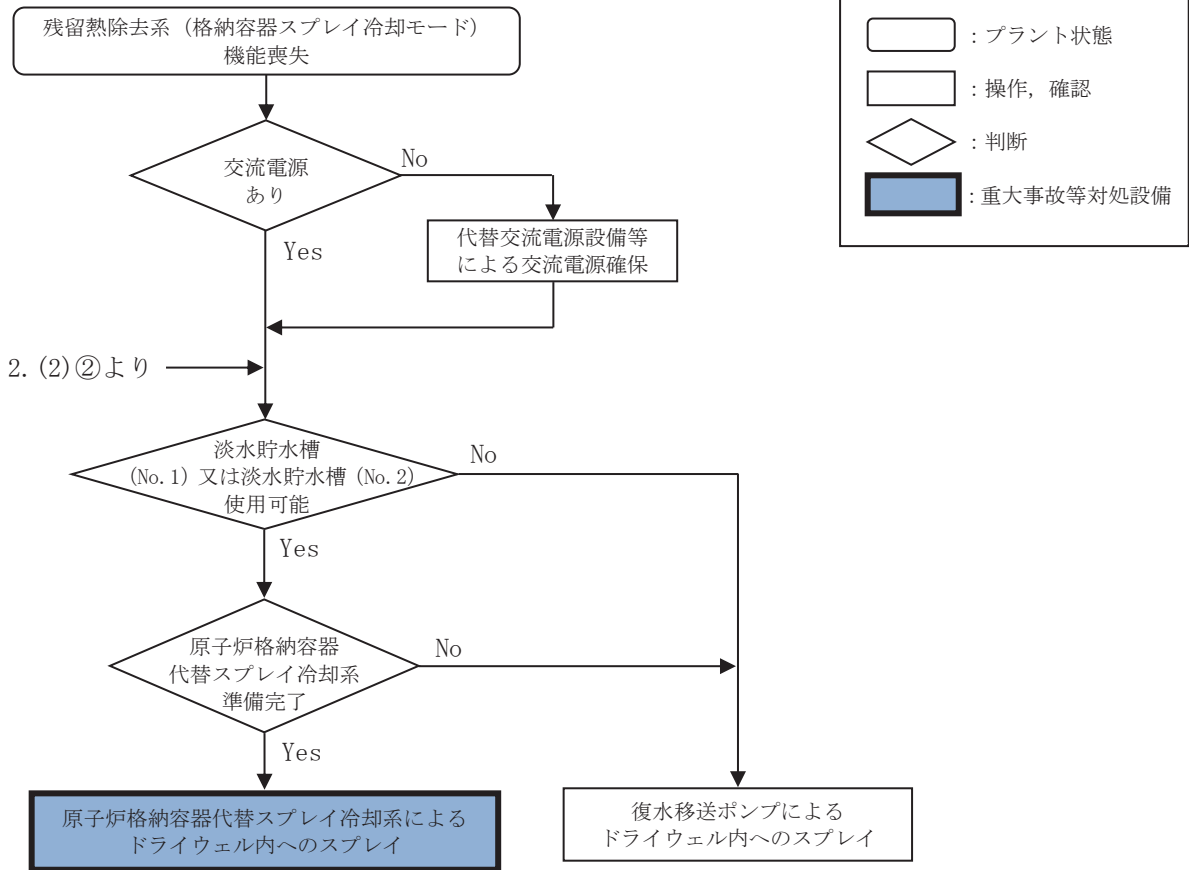
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



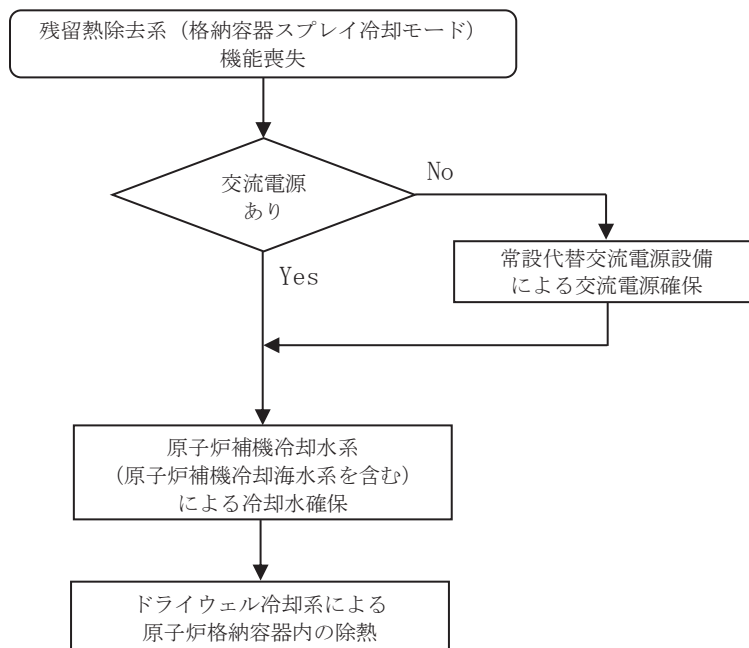
第 1.6.20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

2. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (1/2)

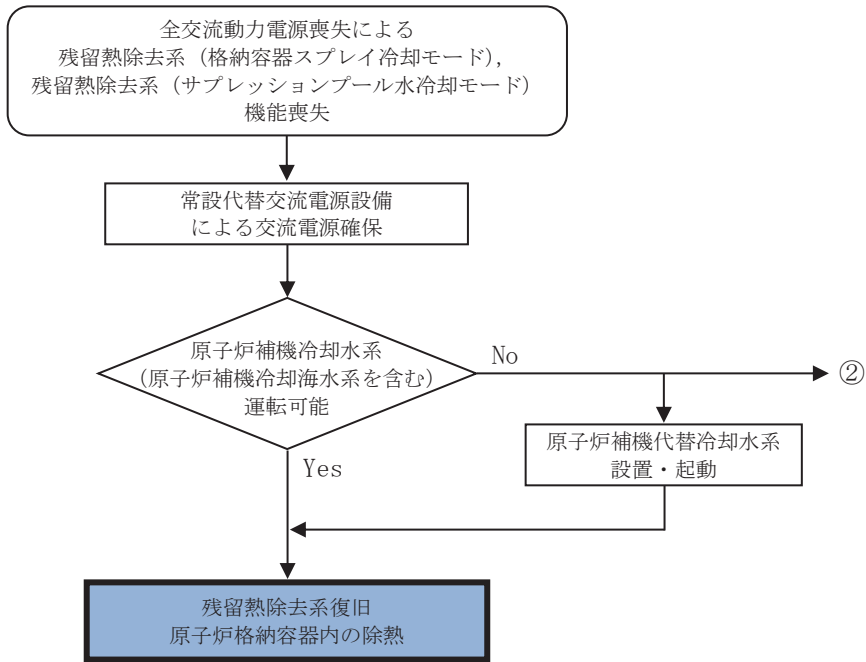


(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (2/2)



第 1. 6. 20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6.20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

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（1.6）	番号	設置許可基準規則（49条）	技術基準規則（64条）	番号
<p>【本文】 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 2 発電用原子炉設置者は、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等 a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	⑤
<p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等 a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 (2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 (2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	⑥

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 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 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	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
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除熱	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
残留熱除去系（サブプレッションモード） によるサブプレッションポンプの除熱	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	-	-							

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 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 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	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
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ (タイプ I)	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	復水移送ポンプによる原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	淡水貯水槽 (No. 1) ※1	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	淡水貯水槽 (No. 2) ※1	新設			高圧炉心スプレイ系配管・弁	常設			
	ホース延長回収車	新設			補給水系 配管・弁	常設			
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			スプレイ管	常設			
	スプレイ管	既設			燃料プール補給水系弁	常設			
	原子炉格納容器	既設			原子炉格納容器	常設			
	非常用交流電源設備	既設			非常用交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設可搬			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	代替所内電気設備	新設			所内常設蓄電式直流電源設備	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			代替所内電気設備	常設			
—	—	—	—	原子炉格納容器冷却系による ドライウエル冷却系による	ドライウエル冷却系下部送風機	常設	65分	1名	自主対策とする理由は本文参照
					ドライウエル冷却系下部冷却器	常設			
					原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					—	—			

※1 : 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

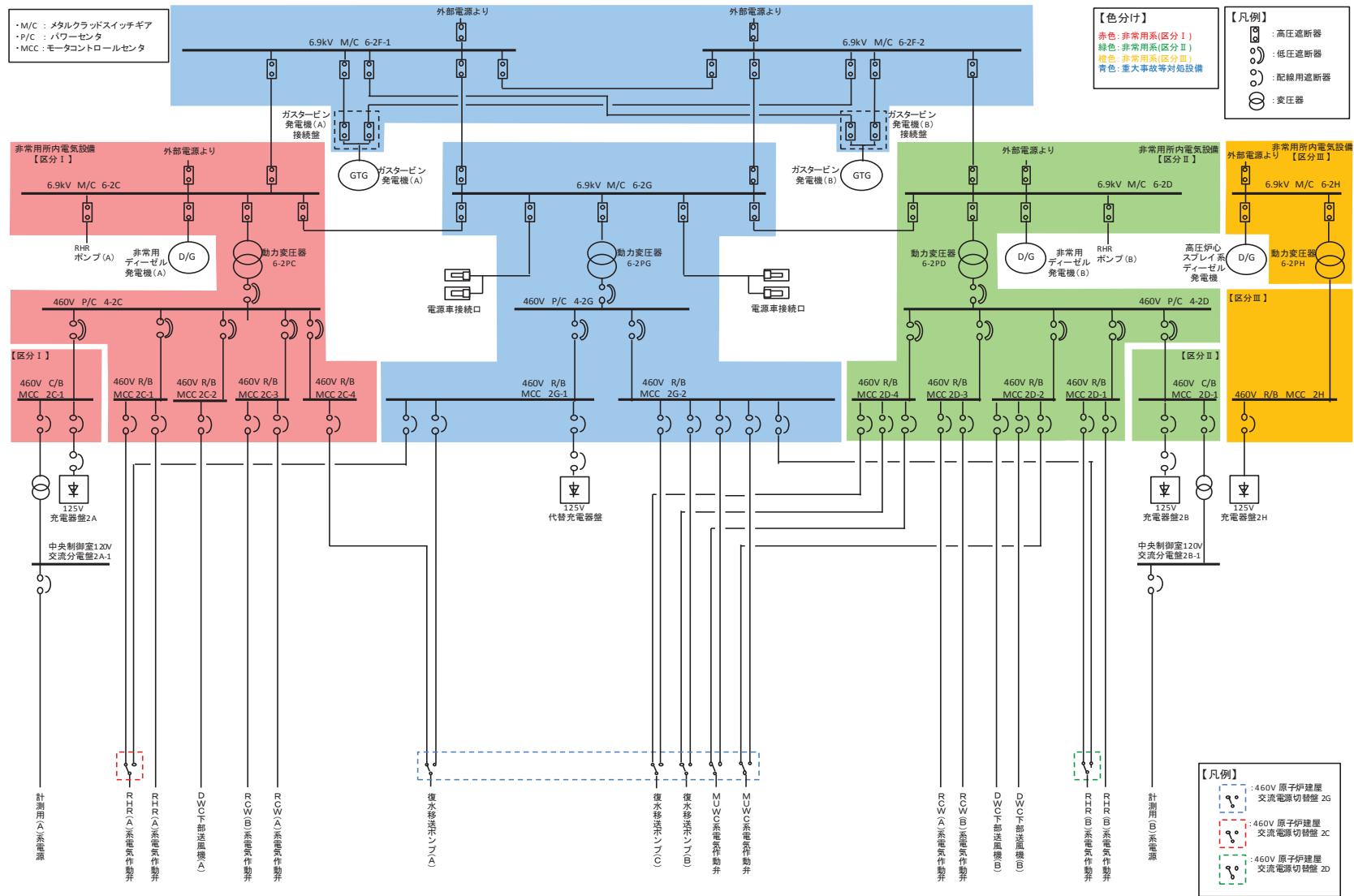
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

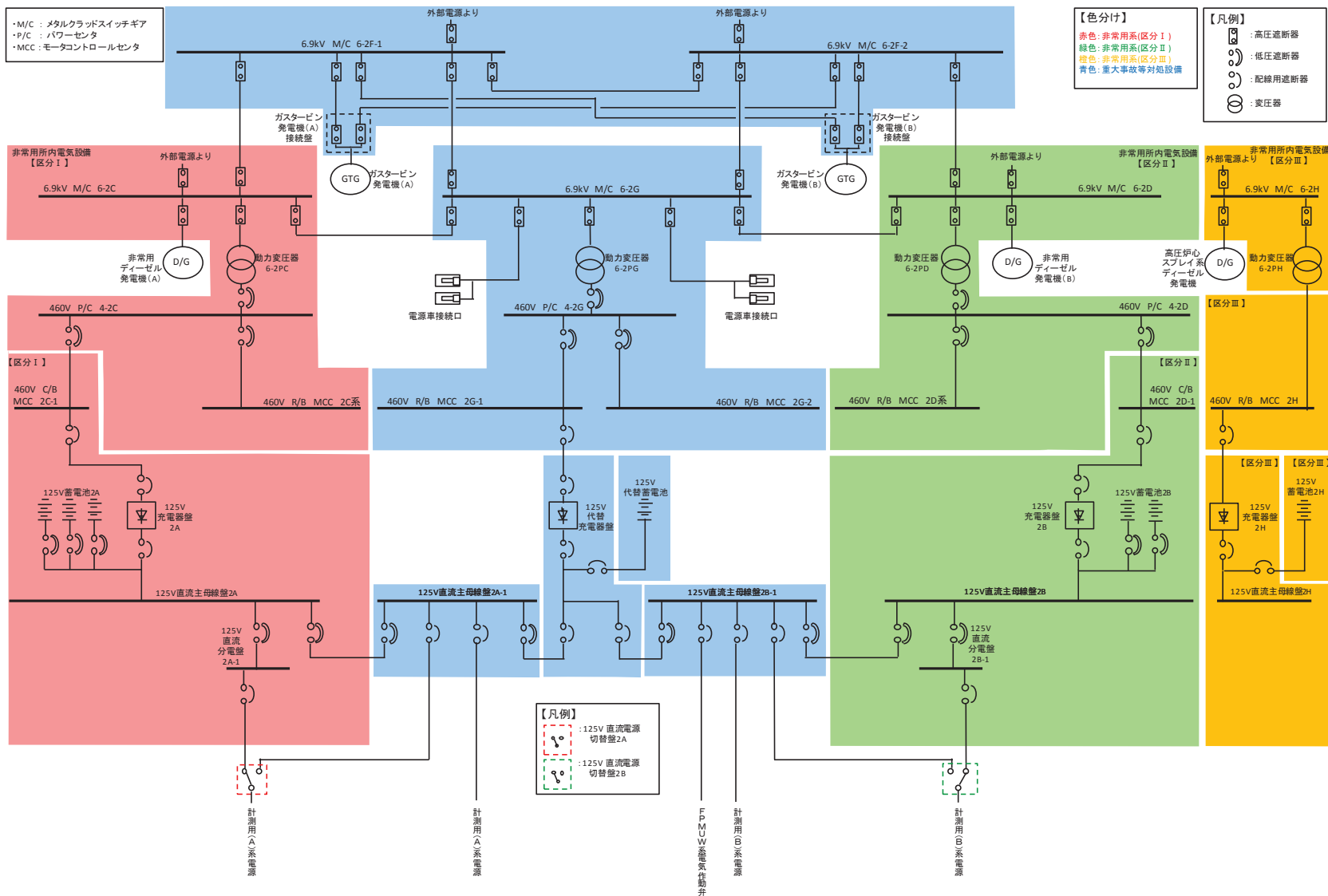
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
常設代替交流電源設備	新設								
常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションポンプ）の復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
-	-								

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

1. 6-76

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイ

(1) 操作概要

発電所対策本部は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイが必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により送水する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺、原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び時間

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイのうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 6時間 25分（訓練実績等）

(4) 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業ペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携

帯) により発電所対策本部に連絡することが可能である。
スプレー操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話(固定)、衛星電話(携帯)、トランシーバ(固定)及びトランシーバ(携帯)を用いることにより、円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ (タイプ I)



ホース敷設, 接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動



流量調整

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
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（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱	サブプレッションプール水の温度が規定温度以上
		サブプレッションプールの気体温度が規定温度以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順			操作手順記載内容	解釈
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	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレー	残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力指示値が [] 以上
		(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱	原子炉格納容器への注水量の上昇	残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量指示値が [] 程度まで上昇
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉格納容器除熱	(a) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱	RCW・RSW 盤 ESS-I 及び RCW・RSW 盤 ESS-II	(RCW・RSW 盤 ESS-I) H11-P688 (RCW・RSW 盤 ESS-II) H11-P689
			常用換気空調系盤及び常用換気空調系補助盤	(常用換気空調系盤) H11-P682 (常用換気空調系補助盤) H11-P683
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（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレー	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力指示値が [] 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P70-D001-5	格納容器スプレイ弁	屋外
E11-F063A	RHR A系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外
E11-F063B	RHR B系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外
E11-M0-F010A	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F010B	RHR B系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
P13-M0-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-M0-F022	MUWC サンプリング取出止め弁	中央制御室
P15-M0-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-M0-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F009B	RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062B	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F011A	RHR A系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F011B	RHR B系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F012A	RHR A系試験用調整弁	中央制御室
E11-M0-F012B	RHR B系試験用調整弁	中央制御室
P42-M0-F112A	RCW 供給側第二隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F112B	RCW 供給側第二隔離弁(B)	中央制御室
P42-M0-F115A	RCW 戻り側第一隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F115B	RCW 戻り側第一隔離弁(B)	中央制御室
P42-M0-F116A	RCW 戻り側第二隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F116B	RCW 戻り側第二隔離弁(B)	中央制御室

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

< 目次 >

1.7.1 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. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(b) 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

(c) 原子炉格納容器内 pH 調整

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.7.2 重大事故等時の手順

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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

(2) 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

(3) 原子炉格納容器内 pH 調整

(4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.7.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.7.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.7.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
2. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給
3. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ
4. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

添付資料 1.7.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。
 - (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止
 - a) 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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。
 - (2) 悪影響防止
 - a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。
 - (3) 現場操作等
 - a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
 - b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
 - c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。
 - (4) 放射線防護
 - a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備しており、ここではこの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.7.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

なお、設備の選定に当たっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。

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

※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条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

審査基準及び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、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第 1.7.1 表に整理する。

a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

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、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

また、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作

設備を用いた人力操作をすることで原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能である。放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建屋内の原子炉棟外とする。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・ホース延長回収車
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）
- ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・薬液補給装置
- ・淡水貯水槽（No.1）
- ・淡水貯水槽（No.2）

原子炉格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：原子炉格納容器フィルタベント系によるサブプレッションチェンバベント（以下「S/C ベント」という。）（現場操作含む）

優先②：原子炉格納容器フィルタベント系によるドライウェルベント（以下「D/W ベント」という。）（現場操作含む）

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用したフィルタ装置への水補給は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水も利用できる。

ii. 不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換

排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する手段がある。

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備は以下のと

おり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口
- ・フィルタ装置
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁

iii. 原子炉格納容器負圧破損の防止

原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を定めている。格納容器スプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整理する。

また、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口
- ・フィルタ装置
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・原子炉格納容器

(b) 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、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

代替循環冷却系の起動、流量調整等の操作については中央制御室から行う。

なお、代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減対策として、大容量送水ポンプ（タイプ I）から外部水源を供給することによりフラッシングが可能である。

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器

- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・サブプレッションチェンバ
- ・ホース延長回収車
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク
- ・ホース・除熱用ヘッダ・接続口
- ・スプレイ管
- ・非常用取水設備
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

(c) 原子炉格納容器内 pH 調整

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッションプール水中によう素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。

原子炉格納容器 pH 調整で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ
- ・原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク
- ・原子炉格納容器 pH 調整系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・非常用交流電源設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）で使用する設備のうち、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、可搬型窒素ガス供給装置、遠隔手動弁操作設備、ホース延長回収車、ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口、ホース・注水用ヘッダ・接続口、原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁、原子炉格納容器調気系配管・弁、原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）、大容量送水ポンプ（タイプ I）、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽 (No. 1)

及び淡水貯水槽 (No. 2) は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の補給等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置) として位置付ける。

不活性ガス (窒素ガス) による系統内の置換で使用する設備のうち、可搬型窒素ガス供給装置、ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口、原子炉格納容器調気系配管・弁、原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

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で使用する設備のうち、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ (タイプ I)、ホース延長回収車、サプレッションチェンバ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク、ホース・除熱用ヘッダ・接続口、スプレイ管、非常用取水設備、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.7.1)

以上の重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

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

- ・薬液補給装置

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持可能であるため薬液の補給は不要であるが、フィルタ装置への水補給と合わせて、本設備を用いて外部から薬液を補給することとしていることから、原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、事故発生後 7 日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はなく、その後の安定状態においてサプレッションプール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することが可能であることから、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手段として有効である。

- ・原子炉格納容器 pH 調整設備

重大事故等対処設備である、フィルタ装置により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られているが、原子炉格納容器内に薬剤を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

重大事故等時において、設備が健全であれば代替循環冷却系の冷却水として使用可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策として有効である。

b. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書(シビアアクシデント)、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.7.1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.7.2 表、第 1.7.3 表）。

(添付資料 1.7.2)

1.7.2 重大事故等時の手順

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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サプレッションプール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サプレッションプール水位が上昇するが、外部水源注水量限界に到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を 0.640MPa[gage] 以下に抑制できる見込みがなくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合には原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は待避所へ待避しプラントパラメータを

継続して監視する。

原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合は、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又はFCVS ベントライン隔離弁 (B) については、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)

(a) 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、原子炉格納容器ベント移行条件^{※2}に達した場合。

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

※2：残留熱除去系の復旧及び代替循環冷却系の運転ができず、原子炉格納容器内の圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合若しくは原子炉建屋の水素濃度の上昇が確認された場合。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7.1図及び第1.7.2図に、概要図を第1.7.6図に、タイムチャートを第1.7.7図及び第1.7.8図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。

- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、原子炉格納容器調気系（以下「AC 系」という。）隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤で AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内の圧力及び水位並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を発電課長に適宜報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を発電所対策本部長に報告する。
- ⑩ 発電所対策本部長は、以下のいずれかの条件に到達した場合、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの開始を指示する。
- ・ 原子炉格納容器内の圧力を 0.640 MPa[gage] 以下に維持できないと判断した場合。
 - ・ 原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度が 2.3% に到達した場合。
- ⑪ 発電課長は、運転員にサプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑫^a S/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合
中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納

容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑫^bS/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合

中央制御室運転員 A は、D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による D/W 側からの原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

- ⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下並びにフィルタ装置入口圧力指示値及びフィルタ装置出口圧力指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は発電課長に報告する。また、発電課長は、フィルタ装置への水補給を実施するよう発電所対策本部に依頼する。
- ⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑯ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑰ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑱ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

- ① 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員にFCVS ベントライン隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又はFCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又はFCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は15分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は1時間15分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は5分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は1時間55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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.7.3)

b. フィルタ装置への水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位（許容最小水量）に到達する前に、重大事故用給水ラインからフィルタ装置への水補給を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が下限水位（許容最小水量）を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置への水補給手順（フィルタ装置（A）への水補給）は以下のとおり。（フィルタ装置（B），（C）への水補給手順も同様。）

概要図を第 1.7.9 図に、タイムチャートを第 1.7.10 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備開始を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への水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で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑥ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑧^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合
重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続が完了した後、系統構成としてフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし、フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑧^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合
重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続が完了した後、系統構成として建屋内事故時用給水ライン元弁の全開及びフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし、フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を依頼する。
- ⑩ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡す

る。

- ⑪ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への給水が開始されたことをフィルタベント系制御盤で、フィルタ装置水位指示値が上昇したことにより確認する。その後、通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑫^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑫^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁、建屋内事故時給水ライン元弁の全閉及びフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 9 名で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ポンプ（タイプ I）による注水開始まで 6 時間 25 分以内で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への水補給を行うものではないことから、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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

（添付資料 1.7.3）

c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーシ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーシを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器フィルタベント系の停止を判断した場合。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.7.11 図に、タイムチャートを第 1.7.12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ準備のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ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で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ前の系統構成として、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 及び FCVS ベントライン隔離弁 (B) の全閉を確認し、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を発電課長に報告する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定のための系統構成として、フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁、フィルタ装置出口水素濃度計入口弁及びフィルタ装置出口水素濃度計出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とする。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置出口水素・酸素濃度計を起動し、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定の開始を発電課長に報告する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑩ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍へ設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑫^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズに必要な系統構成として、PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備完了を発電課長に報告する。

⑫^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズに必要な系統構成として、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備完了を発電課長に報告する。

⑬ 発電課長は、運転員に窒素ガスの注入開始を指示する。

⑭ 現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で開操作し、窒素ガスの注入を実施する。

⑮ 中央制御室運転員 A は、窒素ガスの注入が開始されたことをフィルタ装置入口圧力指示値の上昇及びフィルタ装置出口水素濃度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。

⑯ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置入口圧力指示値によりフィルタ装置入口配管内の圧力が正圧であることを確認する。また、窒素ガスを規定時間注入したことを確認し、窒素ガス注入完了を発電課長に報告する。

⑰ 発電課長は、運転員に窒素ガス注入の停止操作並びにフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視を指示する。

⑱^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用した場合

現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とした後、FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁及び PSA 窒素供給ライン元弁を全閉とし、窒素ガス注入の停止を発電課長に報告する。

⑱^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用した場合

現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とした後、FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁及び建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を全閉とし、窒素ガス注入の停止を発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名で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フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ開始まで 5 時間以内で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント停止後の操作であることから、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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.7.3)

d. フィルタ装置への薬液補給

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能であるが、水補給に合わせて薬液を補給する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置への水補給を行う場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置(A)への薬液補給の手順は以下のとおり。(フィルタ装置(B),(C)への薬液補給手順も同様。)

概要図を第 1.7.13 図に、タイムチャートを第 1.7.14 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の準備のため、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への薬液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で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑥ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に薬液補給の開始を依頼する。
- ⑩^a フィルタ装置水・薬液補給接続口(屋外)を使用する場合
 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、薬液補給を開始する。
- ⑩^b フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)を使用する場合
 重大事故等対応要員は、建屋内事故時用給水ライン元弁を全開とした後、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、薬液補給を開始する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、規定量の薬液が補給されたことを確認し、薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。
- ⑬^a フィルタ装置水・薬液補給接続口(屋外)を使用した場合
 重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑬^b フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)を使用した場合
 重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉及び建屋内事故時用給水ライン元弁を全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 2 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置への薬液補給開始まで 3 時間 50 分以内で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への薬液補給を行うものではないことから、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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

^{*}フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)へホースを接続する場合に必要な要員

(2) 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、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。

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

(a) 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}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3%以下^{※3}の場合。

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

※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：ドライ条件の酸素濃度を確認する。

(b) 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の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.7.3図及び第1.7.4図に、概要図を第1.7.15図に、タイムチャートを第1.7.16図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に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の準備開始を指示する。

② 中央制御室運転員 A は、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必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示で確認する。

③^a 原子炉圧力容器への注水を実施する場合

中央制御室運転員 A は、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前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作及び代替循環冷却ポンプ吸込弁の全開操作を実施する。

③^b 格納容器スプレーを実施する場合

中央制御室運転員 A は、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前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作及び代替循環冷却ポンプ吸込弁並びに RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁の全開操作を実施する。

④ 中央制御室運転員 A は、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の準備完了を発電課長に報告する。

⑤ 発電課長は、運転員に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の開始を指示する。

⑥^a 原子炉圧力容器への注水を実施する場合 (⑥^a～⑩^a)

中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプを起動し、ポンプ出口圧力が確立したことを確認後、速やかに RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開とし、代替循環冷却系の運転を開始する。

⑦^a 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR 熱交換器 (A) バイパス弁を全閉とする。

⑧^a 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。

⑨^a 発電課長は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを発電所対策本部に報告する。

⑩^a 発電課長は、運転員に原子炉圧力容器内の水位を継続監視し、代替循環冷却ポンプ流量調整弁で、原子炉圧力容器内の水位の調整を行うよう指示する。

⑥^b 格納容器スプレーを実施する場合 (⑥^b～⑩^b)

中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプを起動し、ポンプ出口圧力が確立したことを確認後、速やかに RHR A 系格納容器スプレー隔離弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開とし、代替循環冷却系の運転を開始する。

⑦^b 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR 熱交換器 (A) バイパス弁を全閉とする。

⑧^b 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内へのスプレーが開始されたことを格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。

⑨^b 発電課長は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレーが開始されたことを発電所対策本部に報告する。

⑩^b 発電課長は、運転員に原子炉格納容器内の圧力及び温度を継続監視し、代替循環冷却ポンプ流量調整弁で、原子炉格納容器内の圧力及び温度の調整を行うよう指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で作業を実施した場合、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 20 分以内で可能である。

b. 代替循環冷却系使用時における補機冷却水確保

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために代替循環冷却系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）により補機冷却水を確保し、代替循環冷却系で使用する代替循環冷却ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）及び代替循環冷却系の運転可否の判断で使用する格納容器内雰囲気計装へ供給する。

なお、操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」で整備する。

(3) 原子炉格納容器内 pH 調整

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、サプレッションプール水が酸性化する。サプレッションプール水が酸性化すると、サプレッションプール水中に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後に有機よう素となる。これにより原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。

原子炉格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより原子炉格納容器内に注入することで、サプレッションプール水の酸性化を防止し原子炉格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。

a. 原子炉格納容器内 pH 調整

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※。

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

(b) 操作手順

原子炉格納容器内 pH 調整の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第

1.7.5 図に、概要図を第 1.7.17 図に、タイムチャートを第 1.7.18 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器内 pH 調整のため、薬液注入の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内 pH 調整に必要なポンプ、電気作動弁、監視計器の電源及び電源容量が確保されていることを状態表示で確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、薬液注入の系統構成のため、PHCS ポンプ吸込弁及び PHCS 注入第二隔離弁を全開にする。
- ④中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値により、薬液量が必要量以上確保されていることを確認し、発電課長に薬液注入準備完了を報告する。
- ⑤発電課長は、運転員に薬液注入の操作を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプを起動し、薬液注入を開始する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、薬液注入開始を原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、規定量の薬液が注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値で確認後、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプを停止し、PHCS ポンプ吸込弁及び PHCS 注入第二隔離弁が自動で全閉となったことを確認し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で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内 pH 調整のための薬液注入開始まで 20 分以内で可能である。

(4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

(a) 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除熱を開始した場合^{※2}。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ

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

※2：原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器の除熱を開始した場合。

(b) 操作手順

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第 1.7.19 図に、タイムチャートを第 1.7.20 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、AC 系隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤で AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉確認及び FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B)、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁、D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁の全開確認又は全開操作し、原子炉格納容器への窒素ガス供給の系統構成完了を発電課長に報告する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、水素濃度測定のための系統構成として、フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁、フィルタ装置出口水素濃度計入口弁及びフィルタ装置出口水素濃度計出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とする。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置出口水素・酸素濃度計を起動し、水素濃度測定の開始を発電課長に報告する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑪ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑬ 発電課長は、サプレッションプール水温度指示値が を下回る前に、運転員に原子炉格納容器への窒素ガスの注入開始を指示する。
- ⑭^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、PSA 窒素供給ライン元弁を開操作し、窒素ガスの注入を実施する。
- ⑭^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を開操作し、窒素ガスの注入を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで 5 時間以内で可能である。

なお、本操作は、原子炉格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

代替循環冷却ポンプ、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ、電気作動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車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」で整備する。

残留熱除去系又は原子炉格納容器代替スプレー冷却系による格納容器スプレー手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。

原子炉補機代替冷却水系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」で整備する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及び送水手順については、「1.13 重大事

故等の収束に必要となる水の供給手順等」で整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「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」で整備する。

1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.7.21 図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを実施しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度の監視を行うとともに、原子炉格納容器ベント操作に備え、原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液の注入を行う。

原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）により補機冷却水が確保され、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

代替循環冷却系が起動できない場合は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントにより減圧を行う。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C 側ベントラインが使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

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又は原子炉格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。

第 1.7.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧(1/2)

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	対応設備	手順等
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 可搬型窒素ガス供給装置 遠隔手動弁操作設備 ホース延長回収車 ※3 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器(真空破壊装置を含む) ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 大容量送水ポンプ(タイプ I) ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」, 「大容量送水ポンプ(タイプ I 又はタイプ II) による送水」 ※3
			薬液補給装置 淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4	自主対策設備
		不活性ガス(窒素ガス)系統内の置換による	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 フィルタ装置 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁	重大事故等対処設備 非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 フィルタ装置 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器	重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」

※1: 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」で整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」で整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】 1b) 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(2/2)

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	対応設備	手順等
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	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	代替循環冷却ポンプ 残留熱除去系熱交換器 熱交換器ユニット※1 大容量送水ポンプ(タイプI) ※1 ホース延長回収車※1 サプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク ホース・除熱用ヘッダ・接続口 スプレイ管 非常用取水設備 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」等 非常時操作手順書(設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」, 「代替循環冷却ポンプによるドライウエルスプレイ」
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む) ※1	自主対策設備
		原子炉格納容器内 pH 調整	原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ 原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク 原子炉格納容器 pH 調整系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」

※1: 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」で整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」で整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

第 1.7.2 表 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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 「原子炉建屋水素ガス制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ		

監視計器一覧 (2/3)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) b. フィルタ装置への水補給			
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベ ント」 「大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプII) による送水」	判 断 基 準	補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)
	操 作	補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ			
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベ ント」	判 断 基 準	—	—
	操 作	補機監視機能	フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) d. フィルタ装置への薬液補給			
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベ ント」	判 断 基 準	—	—
	操 作	補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)

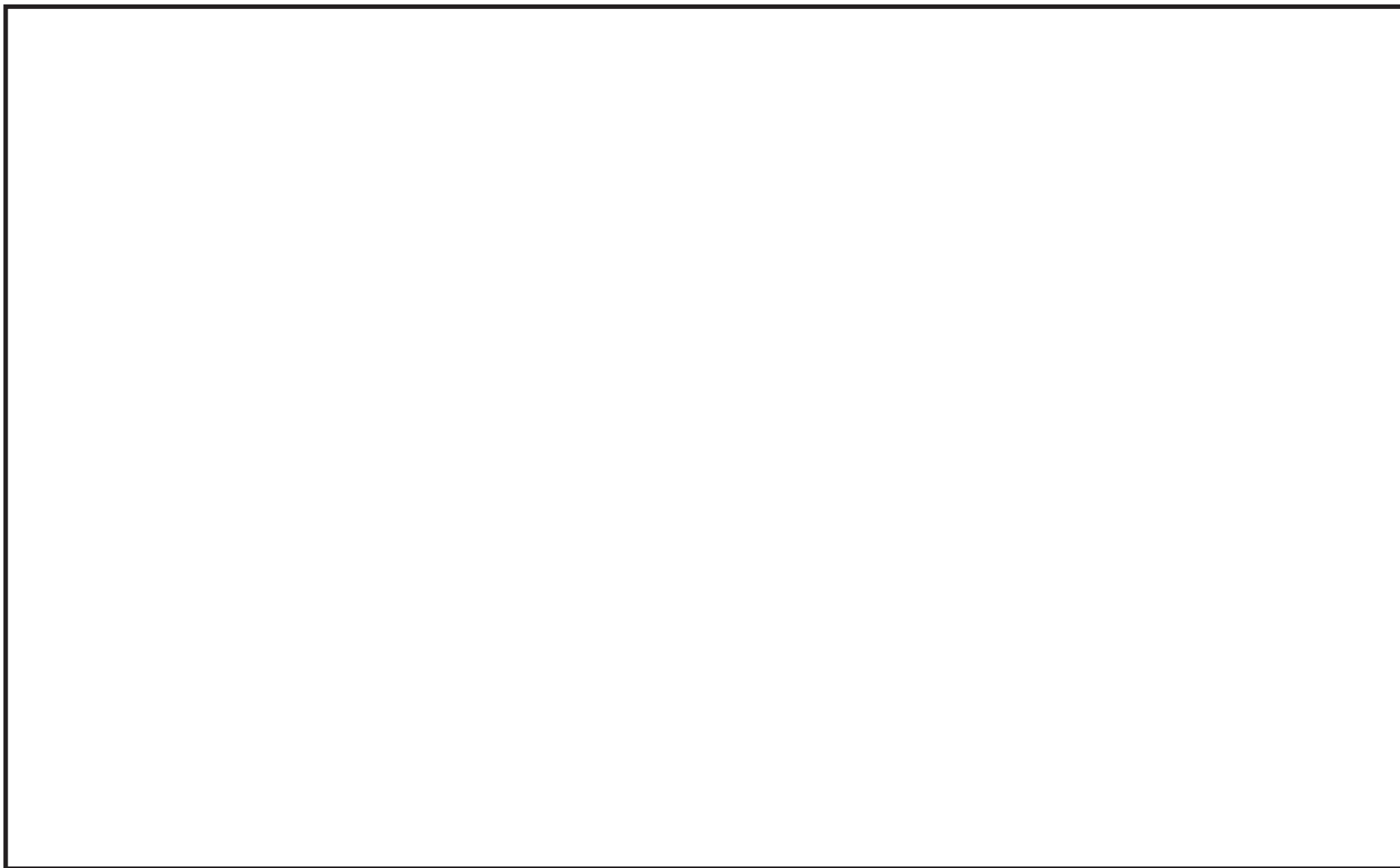
監視計器一覧 (3/3)

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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 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 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			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」 「代替循環冷却ポンプによるドライウェルスプレイ」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量
		電源の確保	4-2C 母線電圧
		水源の確保	圧力抑制室水位
	操作	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)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量
		原子炉格納容器への注水量	
		補機監視機能	代替循環冷却ポンプ出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量
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 (3) 原子炉格納容器内 pH 調整 a. 原子炉格納容器内 pH 調整			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	操作	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 原子炉格納容器下部水位
		補機監視機能	PHCS タンク水位 PHCS ポンプ出口圧力
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 (4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度

第 1.7.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

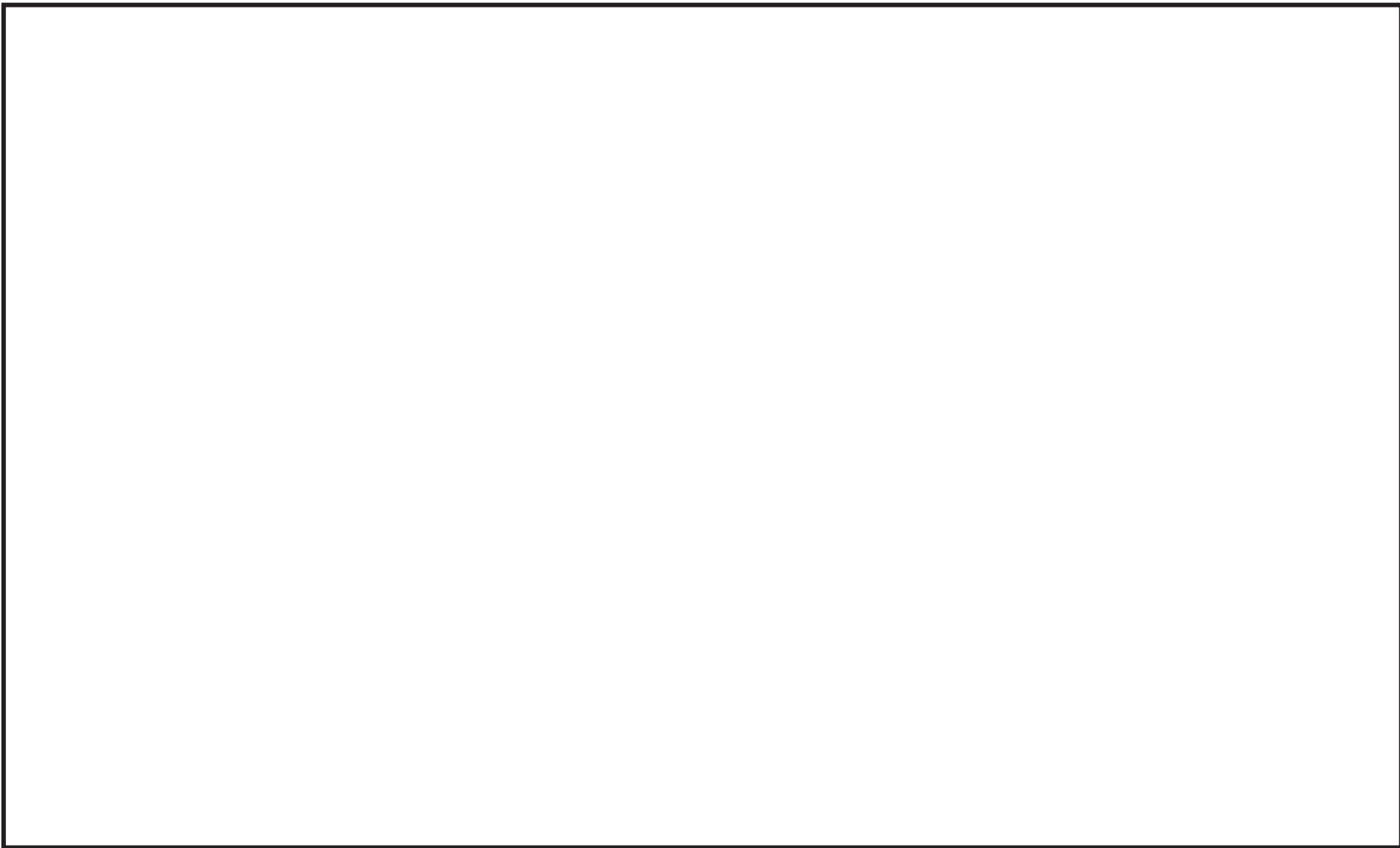
対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器フィ ルタベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	原子炉格納容器調気 系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	代替循環冷却ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	

※：供給負荷は監視計器



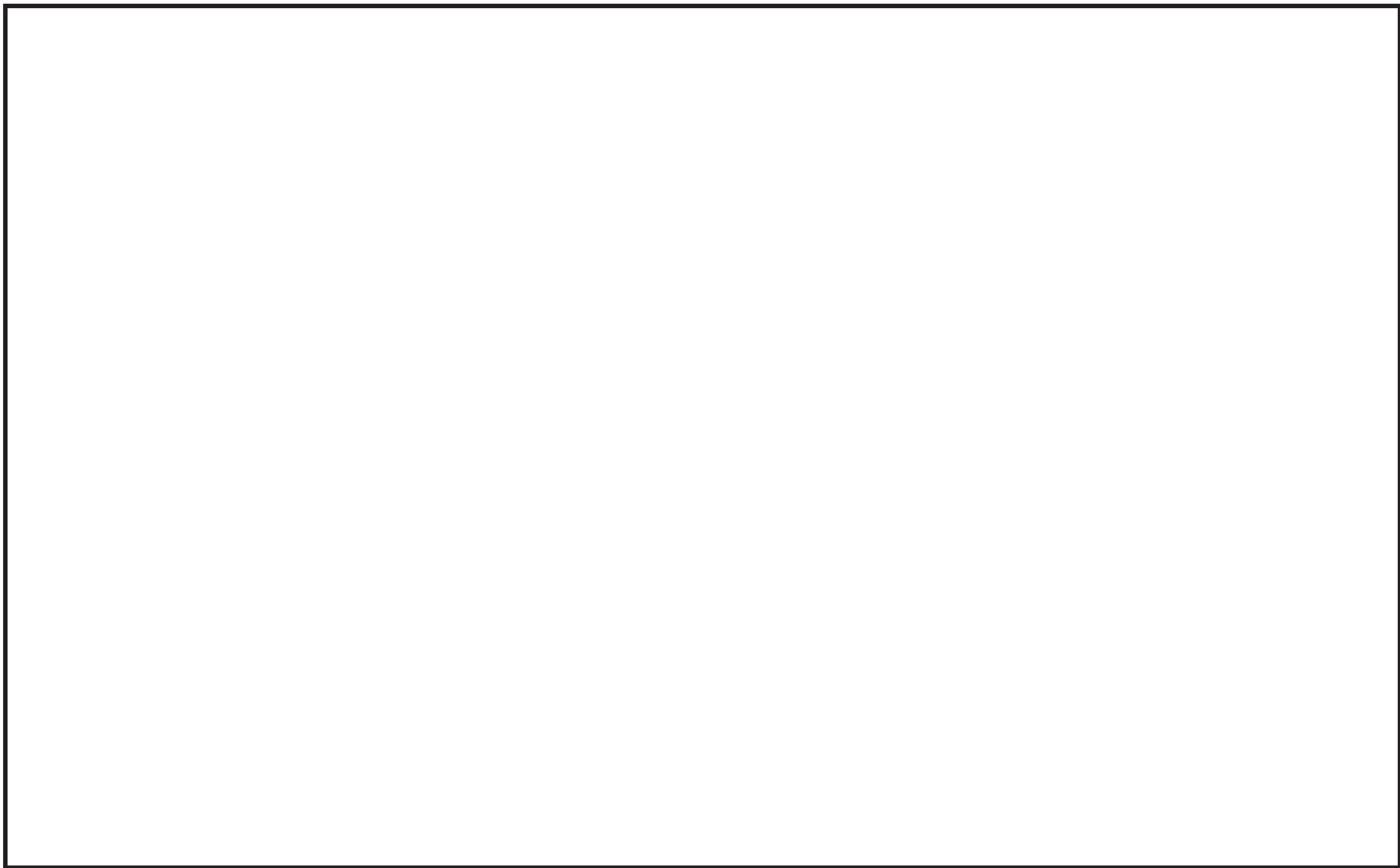
第 1.7.1 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「ベントストラテジ（PCV 破損防止）」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



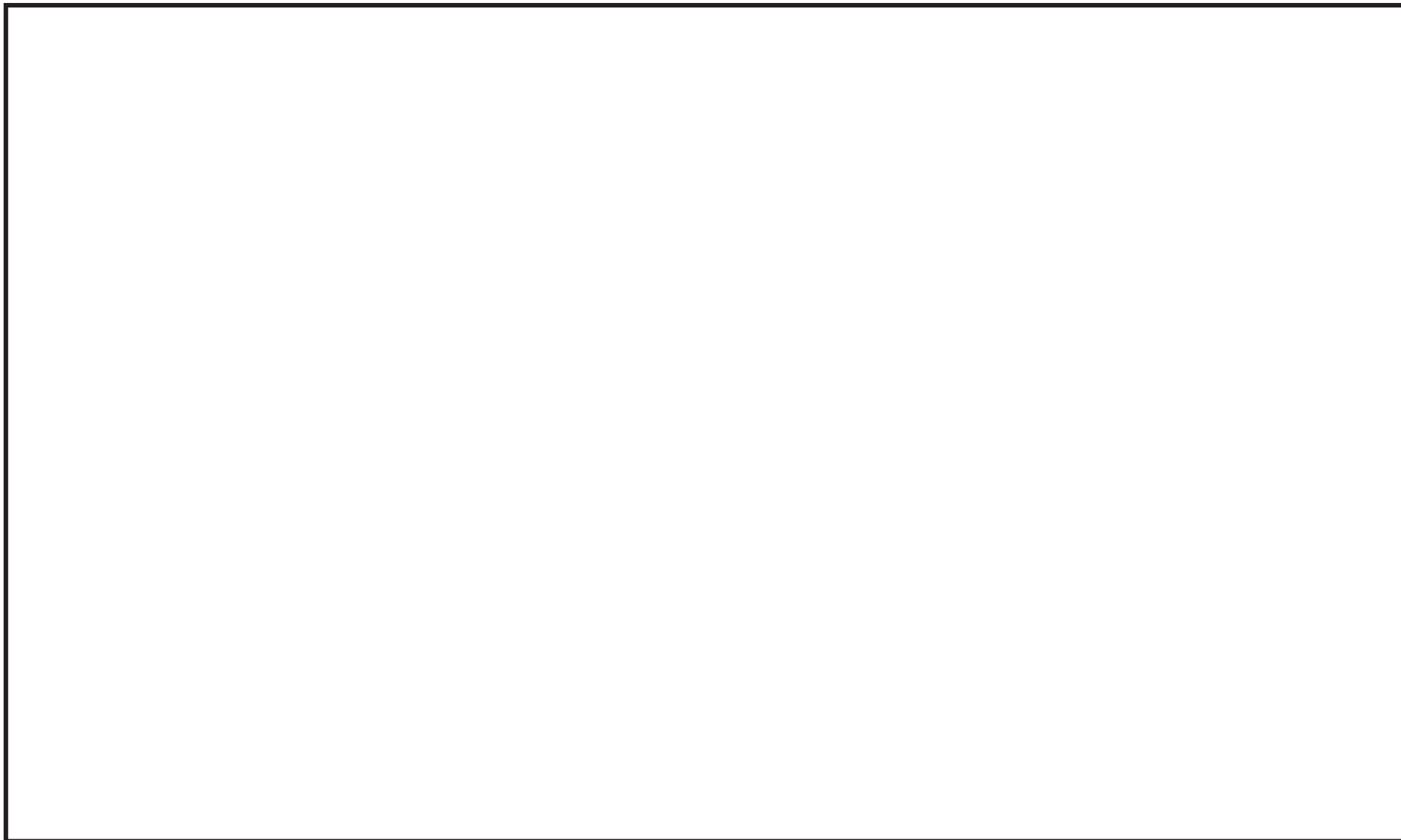
第 1.7.2 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「原子炉建屋水素ガス制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



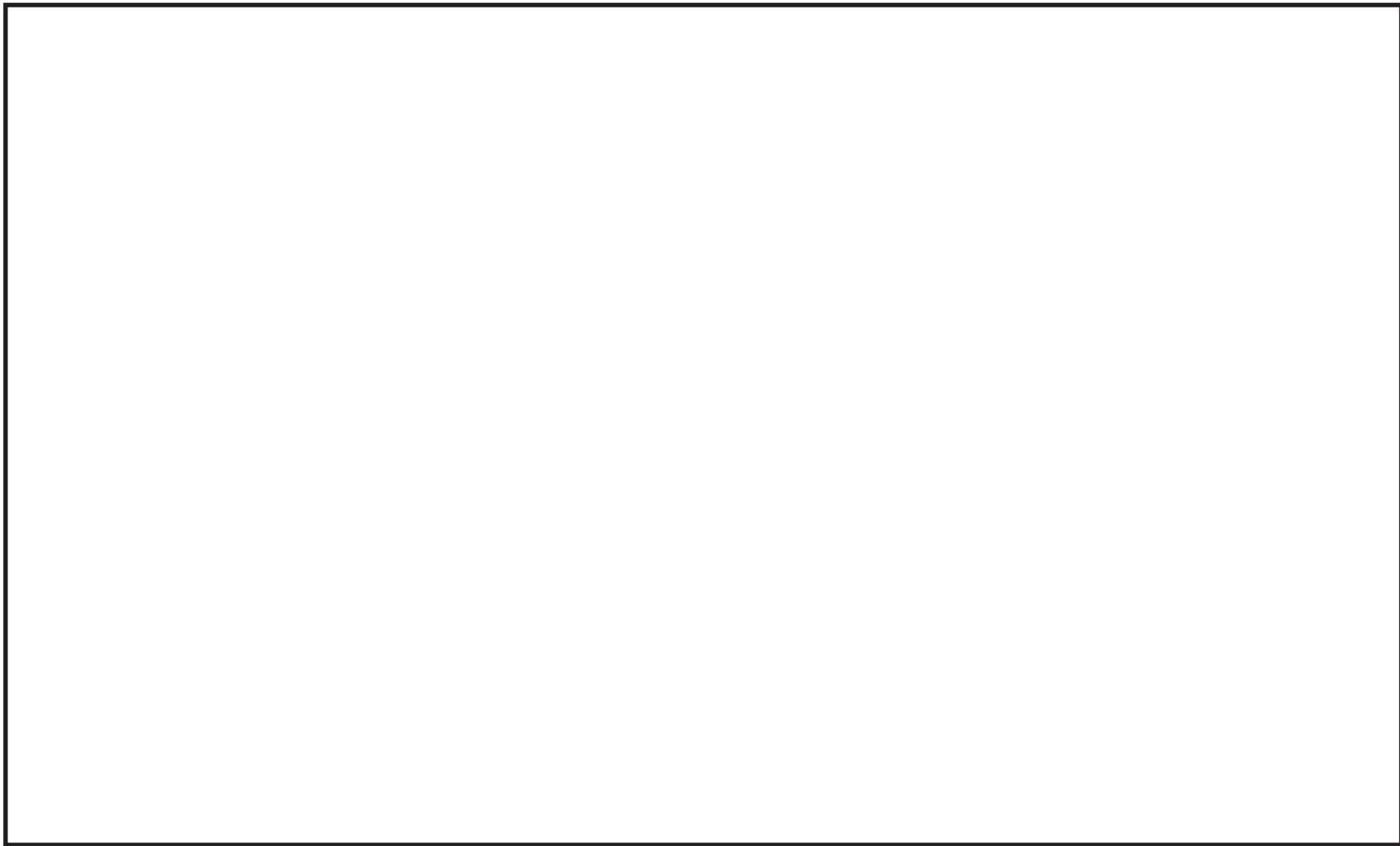
第 1.7.3 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー1（損傷炉心冷却後の除熱）」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.7.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー2（RPV 破損後の除熱）」における対応フロー

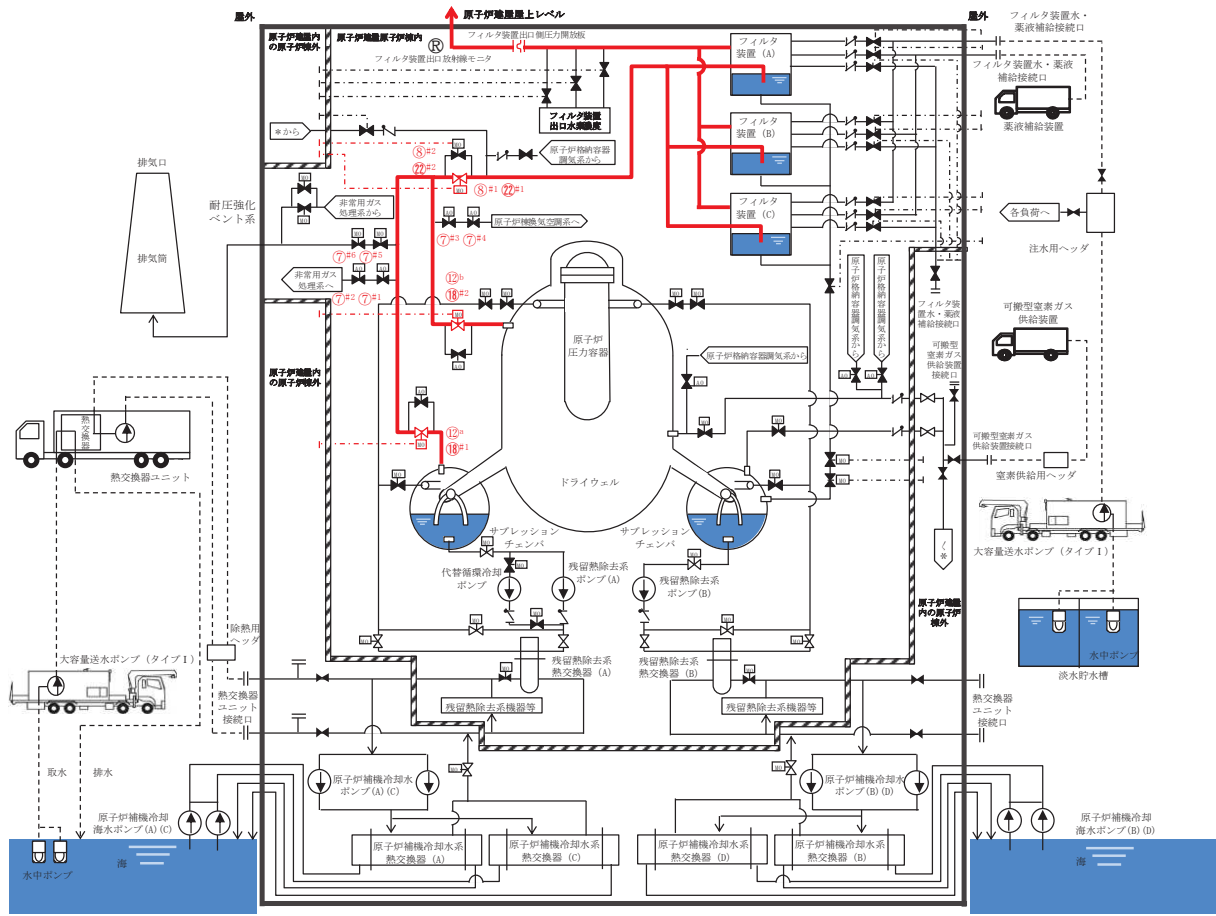
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.7.5 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジー1（損傷炉心への注水）」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 — : 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑦ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑦ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑦ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑦ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑦ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑦ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑧ ^{#1} ⑫ ^{#1}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^{#2} ⑫ ^{#2}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^a ⑮ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^b ⑮ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.6 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

			経過時間 (時間)							備考
			1	2	3					
手順の項目	要員 (数)		15分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合)							操作手順
			1時間15分 系統構成完了 (現場から操作の場合)							
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	1	電源確認※1							④
			系統構成※2※3							⑤～⑧
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成※3※4							⑧

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※4：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.7 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (系統構成)

		経過時間 (時間)							備考	
		1		2		3				
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) ▽ 1時間55分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)						操作手順		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 ^{※1※2}						⑫	
	現場運転員B, C	2	防護具装備 ^{※3}		移動・ベント開始 ^{※2※4}				⑫	

※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 中央制御室からの操作ができない場合, 現場での操作を実施

※3: 訓練実績に基づく装備時間に余裕を見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (時間)							備考	
		1		2		3				
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) ▽ 1時間55分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)						操作手順		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 ^{※1※2}						⑫	
	現場運転員B, C	2	防護具装備 ^{※3}		移動・ベント開始 ^{※2※4}				⑫	

※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

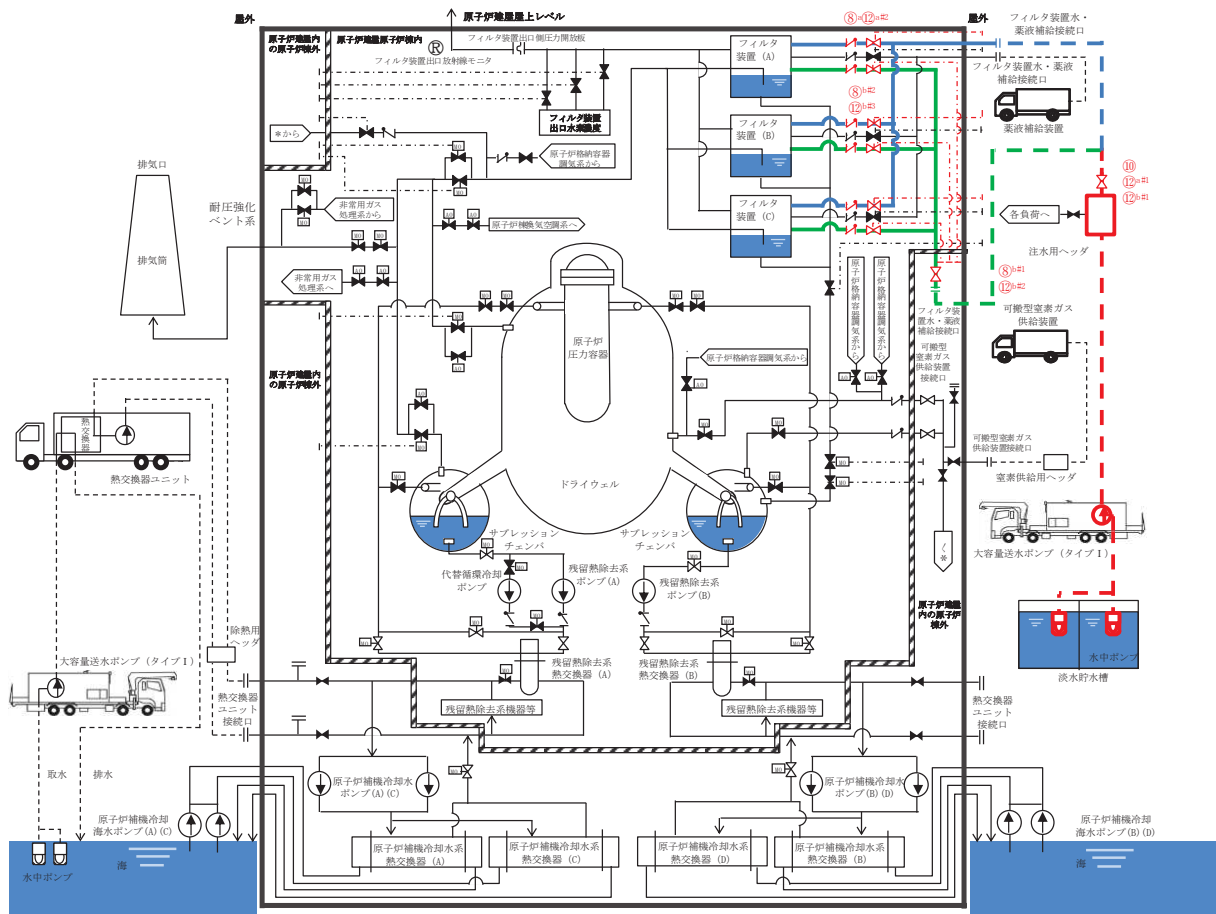
※2: 中央制御室からの操作ができない場合, 現場での操作を実施

※3: 訓練実績に基づく装備時間に余裕を見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.8 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (ベント操作)

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 〇 : フィルタ装置への水補給で使用する箇所
 〇 : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (屋外) を使用する場合
 〇 : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑧ ^a ⑫ ^a #2	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	T63-F045A	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^b #1⑫ ^b #2	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^b #2⑫ ^b #3	フィルタ装置 (A) 補給水弁	T63-F042A	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩⑫ ^a #1⑫ ^b #1	フィルタ装置水補給弁	P70-D001-7	屋外

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.9 図 フィルタ装置への水補給 概要図

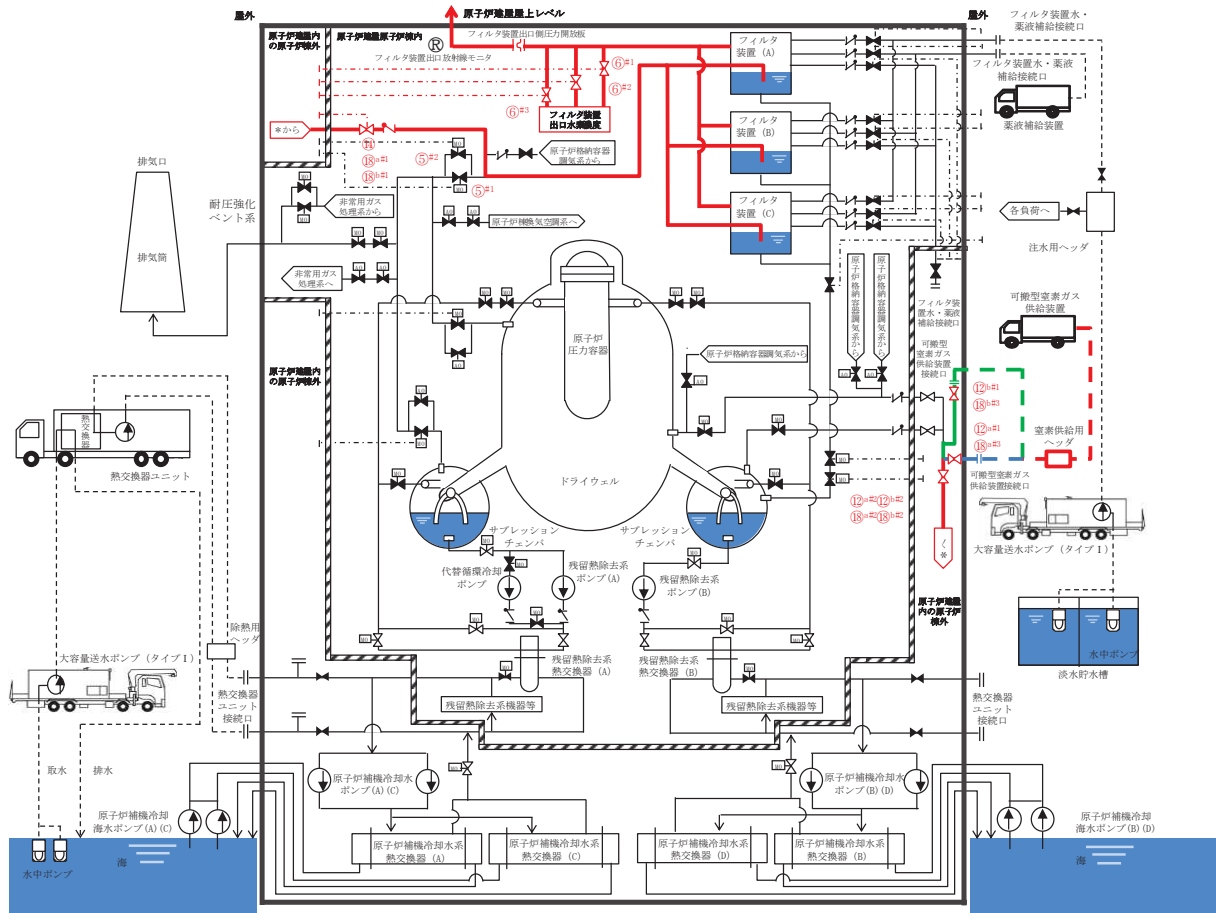
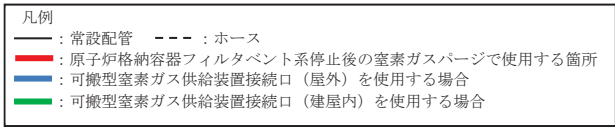
1.7-41

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

		経過時間 (時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
手順の項目	要員 (数)	6時間25分 水補給開始										操作手順			
フィルタ装置への水補給	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}											③	
			送水確認, 状況監視												⑩
	現場運転員B, C	2	移動, 扉開放 (フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※2}											⑦	
			保管場所への移動 ^{※3※4}												④
	重大事故等対応要員A~C	3	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※5}											⑩	
			大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 ^{※6}											⑩	
			送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}											⑩	
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※3※4}											④	
			ホースの敷設, 接続 ^{※7}											④	
			送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{※6}											⑧	
重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※3※4}											④		
		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※8}											④		
		ホースの敷設, 接続 ^{※7}											④, ⑧		

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 大容量送水ポンプ (タイプI) の保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として, 第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.10 図 フィルタ装置への水補給 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑤#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑥#1	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	T63-F701	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥#2	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	T63-F702	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥#3	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	T63-F703	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫a#1 ⑮a#3	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫b#1 ⑮b#3	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫a#2 ⑫b#2 ⑮a#2 ⑮b#2	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F066	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭⑮a#1 ⑮b#1	FCVS 窒素供給ライン止め弁	T63-F035	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

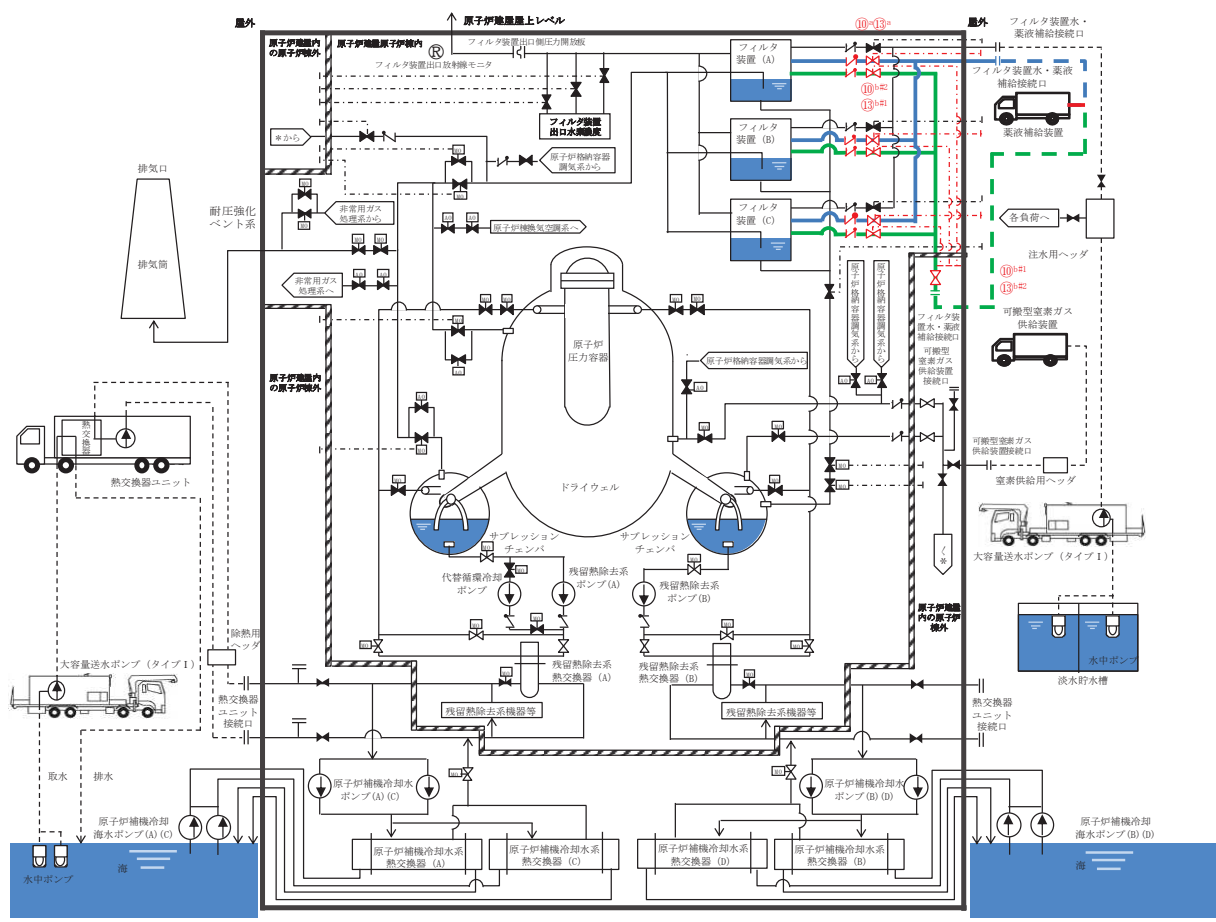
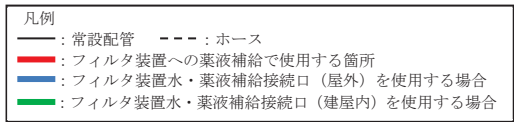
第 1.7.11 図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

		経過時間 (時間)											備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
手順の項目	要員 (数)	5時間 可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガスパーージ開始										操作手順		
原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}										③	
			系統構成 ^{※2}										⑤	
			フィルタ装置出口水素・酸素濃度計起動 ^{※2}										⑦	
													⑮	
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 ^{※3}										⑥	
			移動・扉開放 (可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※4}										⑩	
			移動・系統構成, 窒素ガスパーージ開始 ^{※3}										⑫, ⑭	
	重大事故等対応要員A~B	2	保管場所への移動 ^{※5※6}										④	
			可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※8}										⑪	
			可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給 ^{※8}											
			可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}											
	重大事故等対応要員C~E	3	保管場所への移動 ^{※5※6}										④	
		ホースの敷設, 接続 ^{※9}										④, ⑪		

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア
 ※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9: ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.12 図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑩ ^a ⑬ ^a	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁	T63-F049A	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩ ^{b#1} ⑬ ^{b#2}	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩ ^{b#2} ⑬ ^{b#1}	フィルタ装置 (A) 補給水弁	T63-F042A	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.13 図 フィルタ装置への薬液補給 概要図

		経過時間 (時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
手順の項目	要員 (数)	3時間50分 薬液補給開始										操作手順		
フィルタ装置への薬液補給	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}											③
			補給確認, 状況監視											
	現場運転員B, C	2	移動, 扉開放 (フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※2}											⑦
			保管場所への移動 ^{※3※4}											
	重大事故等対応要員A, B	2	薬液補給装置による薬液の補給・運搬 ^{※5※6}											④, ⑧
ホースの敷設, 接続 ^{※7}													⑩	
			補給準備, 薬液補給装置の起動, 補給 ^{※5}											

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 薬液補給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※4: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

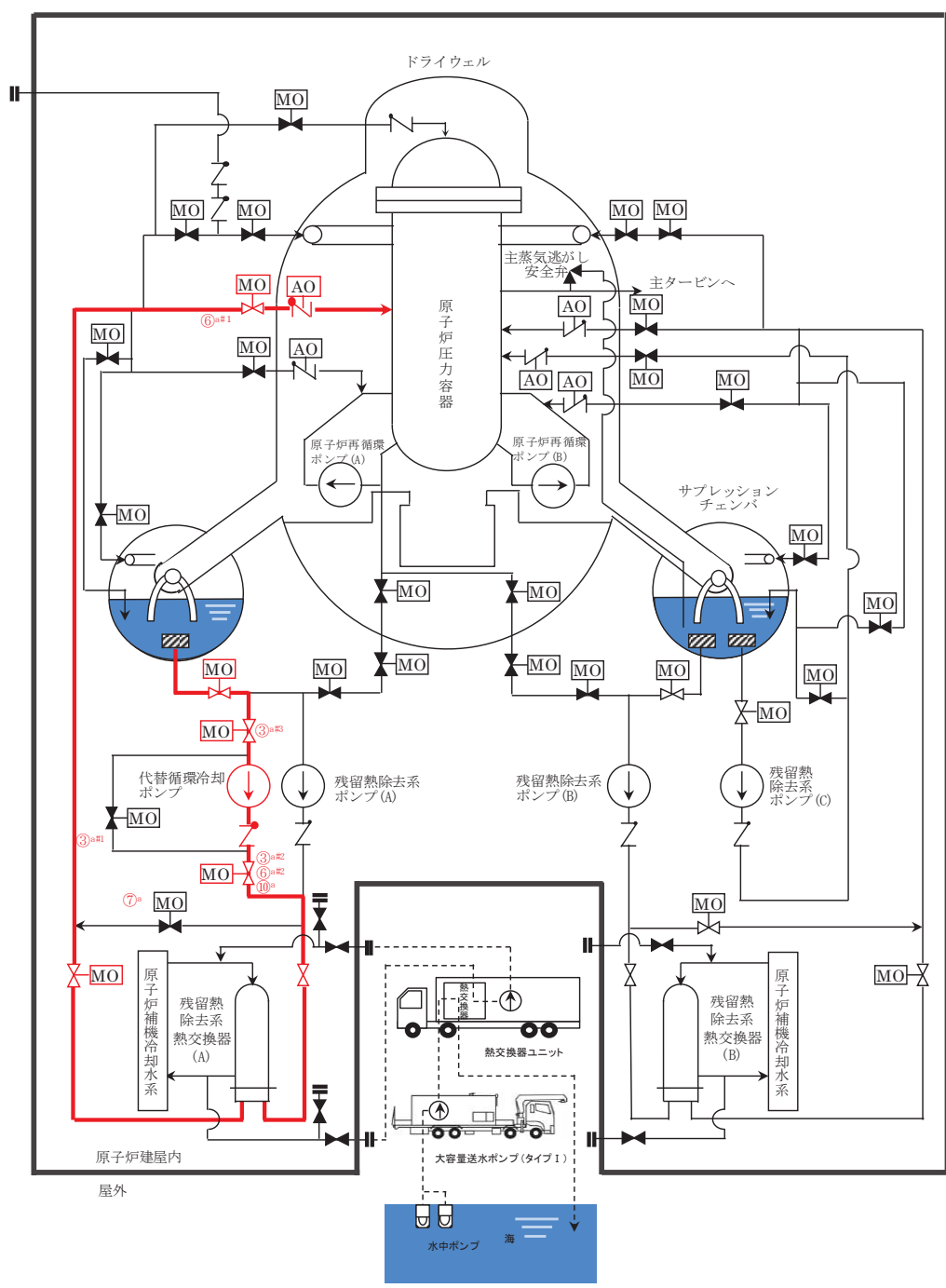
※5: 薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※6: 薬液補給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した時間と薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7: 類似ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.14 図 フィルタ装置への薬液補給 タイムチャート

凡例
 — : 常設配管
 — : 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 (原子炉圧力容器への注水) で使用する箇所

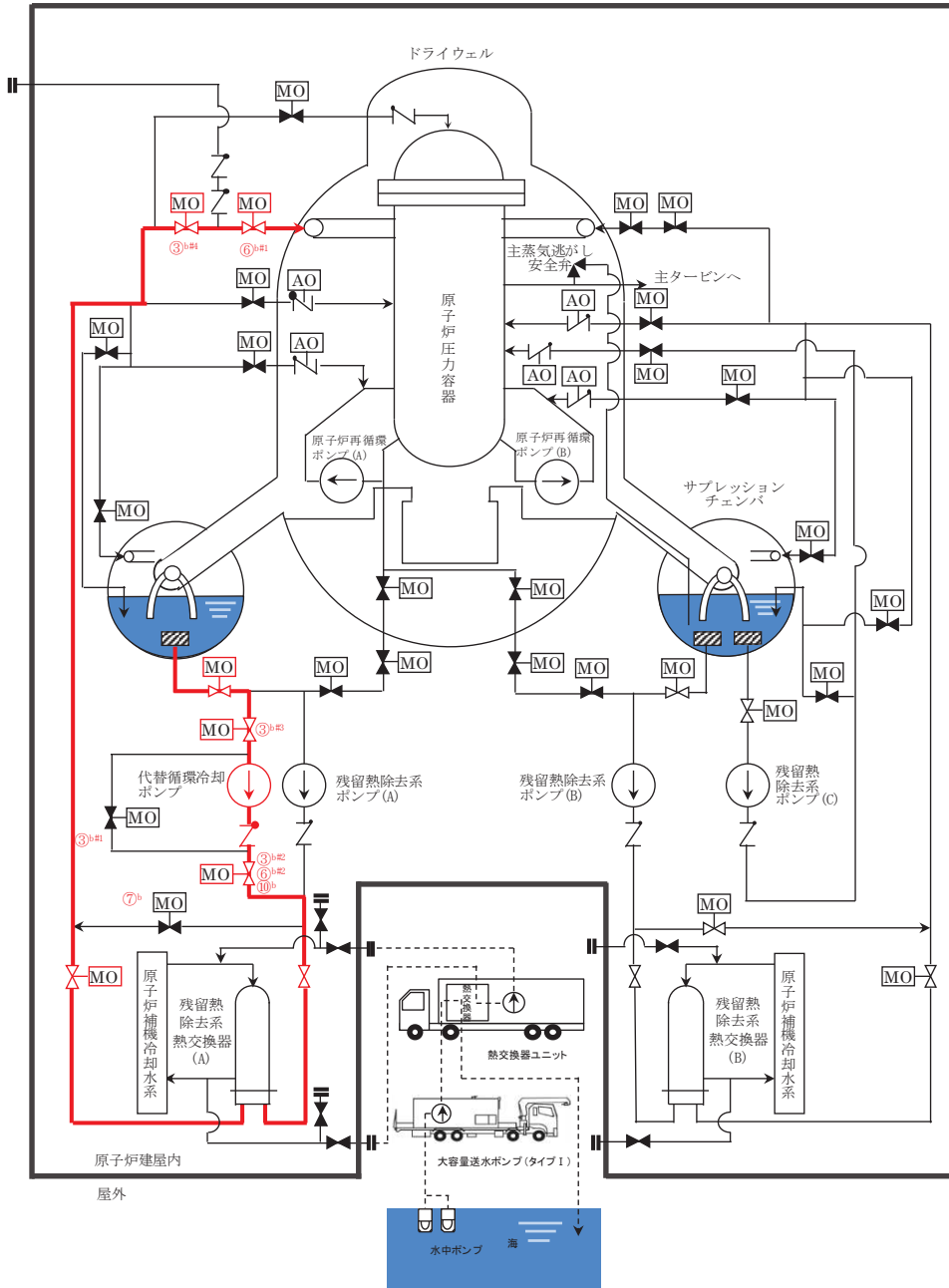


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{a#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ ^{a#2} ⑥ ^{a#2} ⑩ ^a	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ ^{a#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
⑥ ^{a#1}	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑦ ^a	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.15 図 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 概要図 (原子炉圧力容器への注水を実施する場合)

凡例
 — : 常設配管
 — : 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 (格納容器スプレー) で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{b#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ ^{b#2} ⑥ ^{b#2} ⑩ ^b	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ ^{b#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
③ ^{b#4}	RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑥ ^{b#1}	RHR A 系格納容器スプレー隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑦ ^b	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.15 図 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 概要図 (格納容器スプレーを実施する場合)

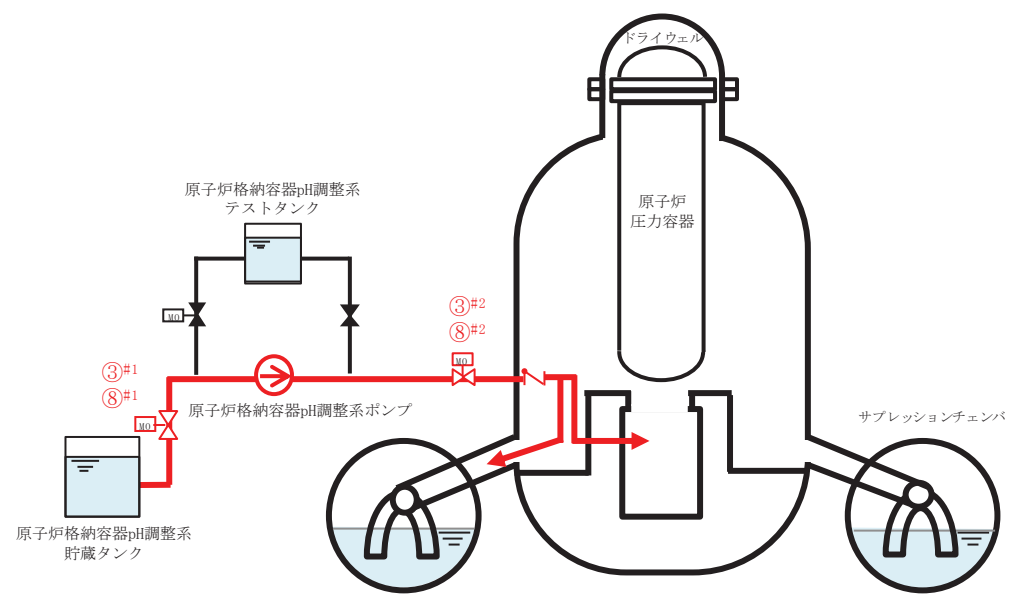
		経過時間 (時間)											備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100					
手順の項目	要員 (数)	20分 代替循環冷却系運転開始										操作手順				
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}											②		
			系統構成 ^{※2}													③
			ポンプ起動 ^{※2}													⑥, ⑦

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.16 図 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 タイムチャート

凡例
 — : 常設配管
 — : 原子炉格納容器 pH 調整で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1⑧#1	PHCS ポンプ吸込弁	T81-M0-F002	中央制御室
③#2⑧#2	PHCS 注入第二隔離弁	T81-M0-F004	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.17 図 原子炉格納容器内 pH 調整 概要図

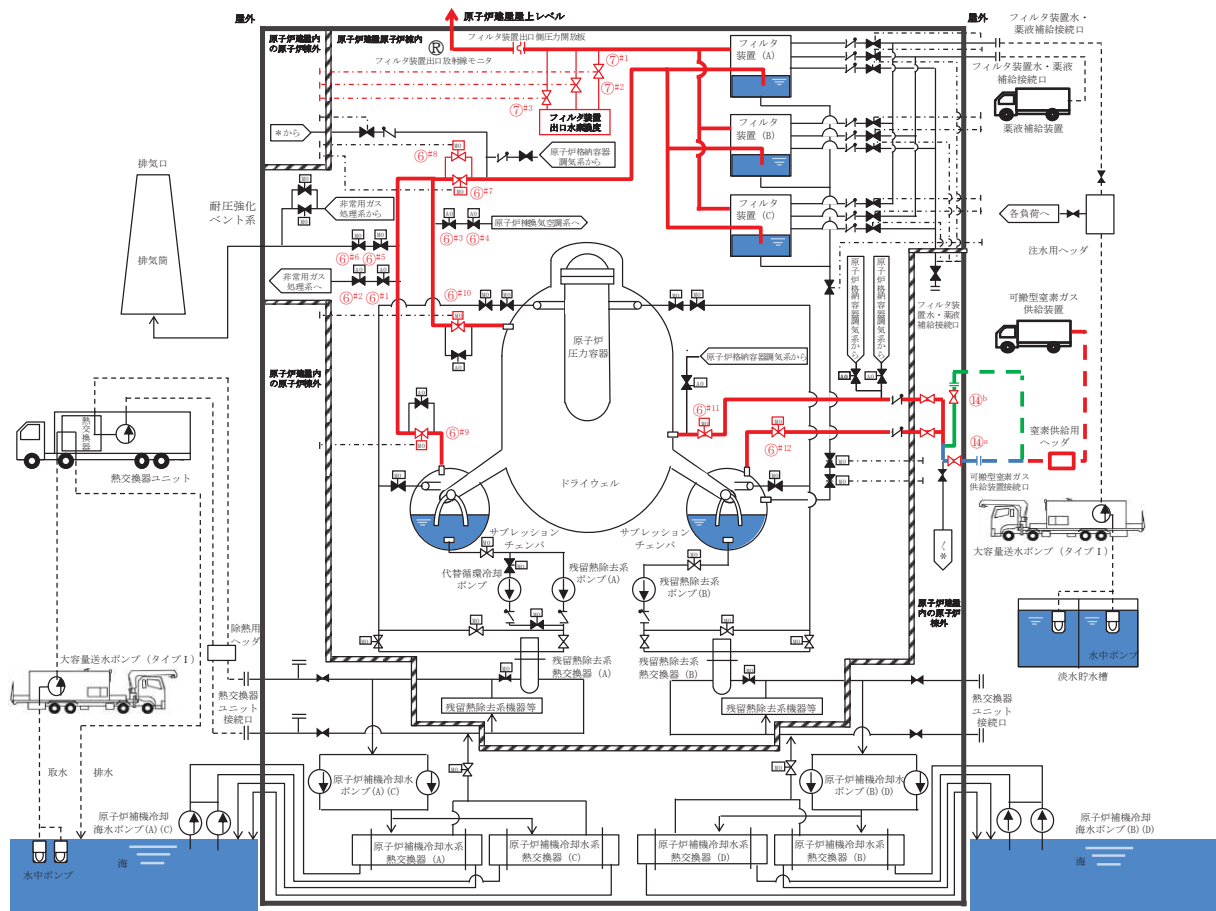
		経過時間 (時間)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	要員 (数)	20分 薬液注入開始 ▽										操作手順	
原子炉格納容器内pH調整	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}										②
			系統構成 ^{※2}										③, ④
			注入開始 ^{※2} →										⑥, ⑦

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.18 図 原子炉格納容器内 pH 調整 タイムチャート

- 凡例
- : 常設配管 - - - : ホース
 - (赤線) : 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給に使用する箇所
 - (青線) : 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外) を使用する場合
 - (緑線) : 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合



第 1.7.19 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑥ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑥ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑥ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑥ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑥ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑥ ^{#7}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑥ ^{#8}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑥ ^{#9}	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室
⑥ ^{#10}	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室
⑥ ^{#11}	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	T48-M0-F011	中央制御室
⑥ ^{#12}	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	T48-M0-F063	中央制御室
⑦ ^{#1}	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	T63-F701	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦ ^{#2}	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	T63-F702	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦ ^{#3}	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	T63-F703	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭ ^a	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭ ^b	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.7.19 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図 (2/2)

		経過時間 (時間)											備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
手順の項目	要員 (数)	5時間 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始										操作手順				
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}											③		
			系統構成 ^{※2}												⑤, ⑥	
			フィルタ装置出口水素・酸素濃度計起動 ^{※2}												⑧	
	現場運転員B, C	2	移動, 系統構成 ^{※3}											⑦		
			移動・扉開放 (可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※4}											⑪		
			移動, 弁操作, 窒素ガス供給開始 ^{※3}											⑭		
	重大事故等対応要員A~B	2	保管場所への移動 ^{※5※6}											④		
			可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}													
			可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給 ^{※8}											④, ⑫		
	重大事故等対応要員C~E	3	保管場所への移動 ^{※5※6}											④, ⑫		
			ホースの敷設, 接続 ^{※9}													

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

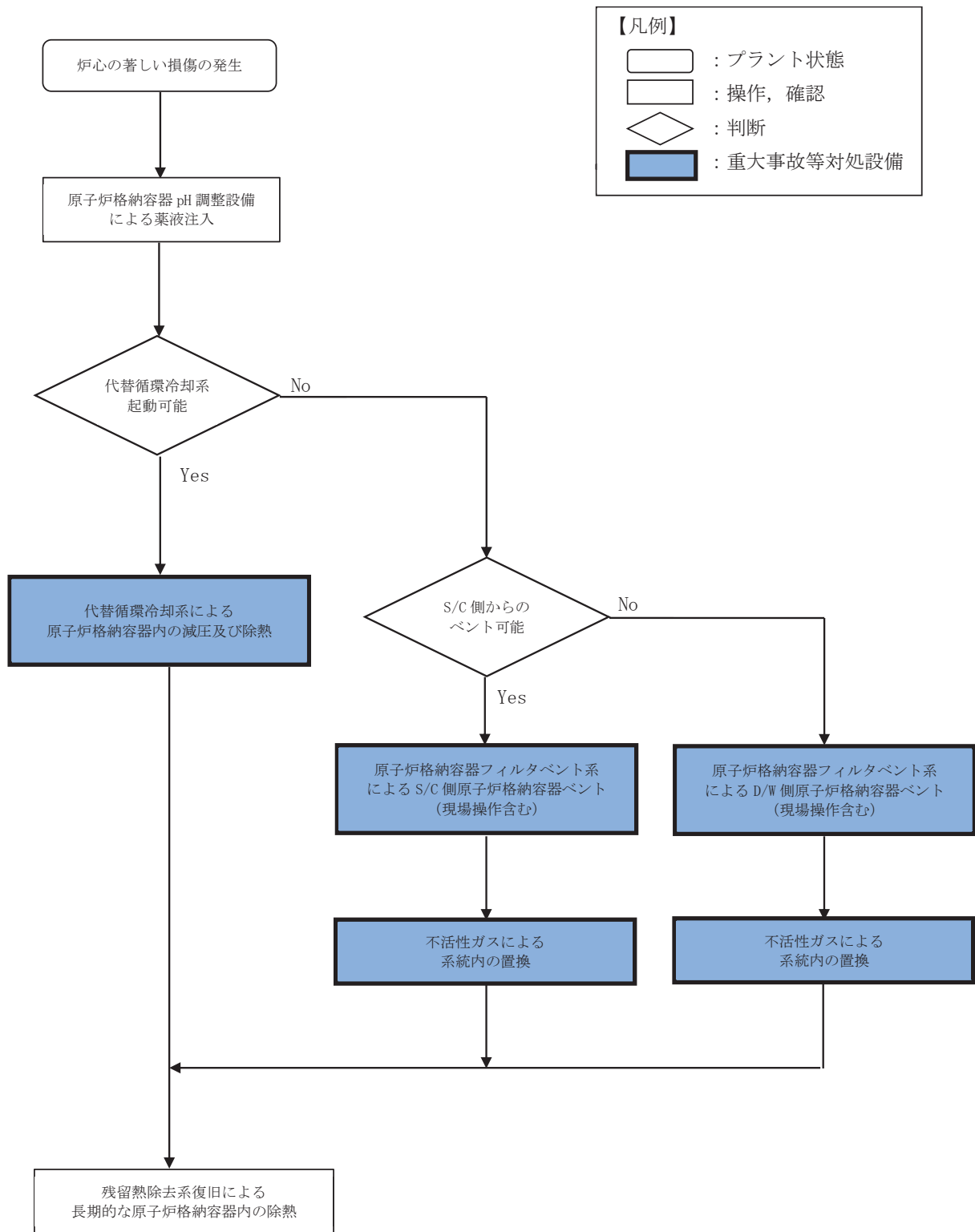
※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※9: ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.20 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート



第 1.7.21 図 重大事故等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（1.7）	番号	設置許可基準規則（50条）	技術基準規則（65条）	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】</p> <p>1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 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、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	⑩
<p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p>	③	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。</p>	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。</p>	—
<p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	⑪
<p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	⑤	<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、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>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、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>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	⑫
<p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑥			

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要件

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/4）

技術的能力審査基準（1.7）	番号	設置許可基準規則（50条）	技術基準規則（65条）	番号
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	⑦	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	⑬
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑧	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	⑭
		iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	⑮
		v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	⑯
		vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑰
		vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	⑱
		viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	⑲
		ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑳
		4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	㉑

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

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						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	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	
原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	フィルタ装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑳ ㉑	原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	薬液補給装置	可搬	3時間50分	3名 (5名 ^{※2})	自主対策とする理由は本文参照	
	フィルタ装置出口側圧力開放板	新設								
	可搬型窒素ガス供給装置	新設								
	遠隔手動弁操作設備	新設								
	ホース延長回収車	新設								
	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設								
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	既設 新設								
	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	既設								
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	新設								
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設								
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設								
	常設代替直流電源設備	新設								
	可搬型代替直流電源設備	新設								
	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設								
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設								
淡水貯水槽（No.2）※1	新設									
不活性ガス系統内の置換	可搬型窒素ガス供給装置	新設	① ⑨ ⑬	-	-	-	-	-	-	
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	新設								
	フィルタ装置	新設								
	原子炉格納容器調気系配管・弁	新設								
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	新設								
-	-	-	-	原子炉格納容器負圧破壊の防止	可搬型窒素ガス供給装置	可搬	5時間	8名	自主対策とする理由は本文参照	
					ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	常設				
					フィルタ装置	可搬				
					原子炉格納容器調気系配管・弁	常設				
					原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	常設				
					原子炉格納容器	常設				

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

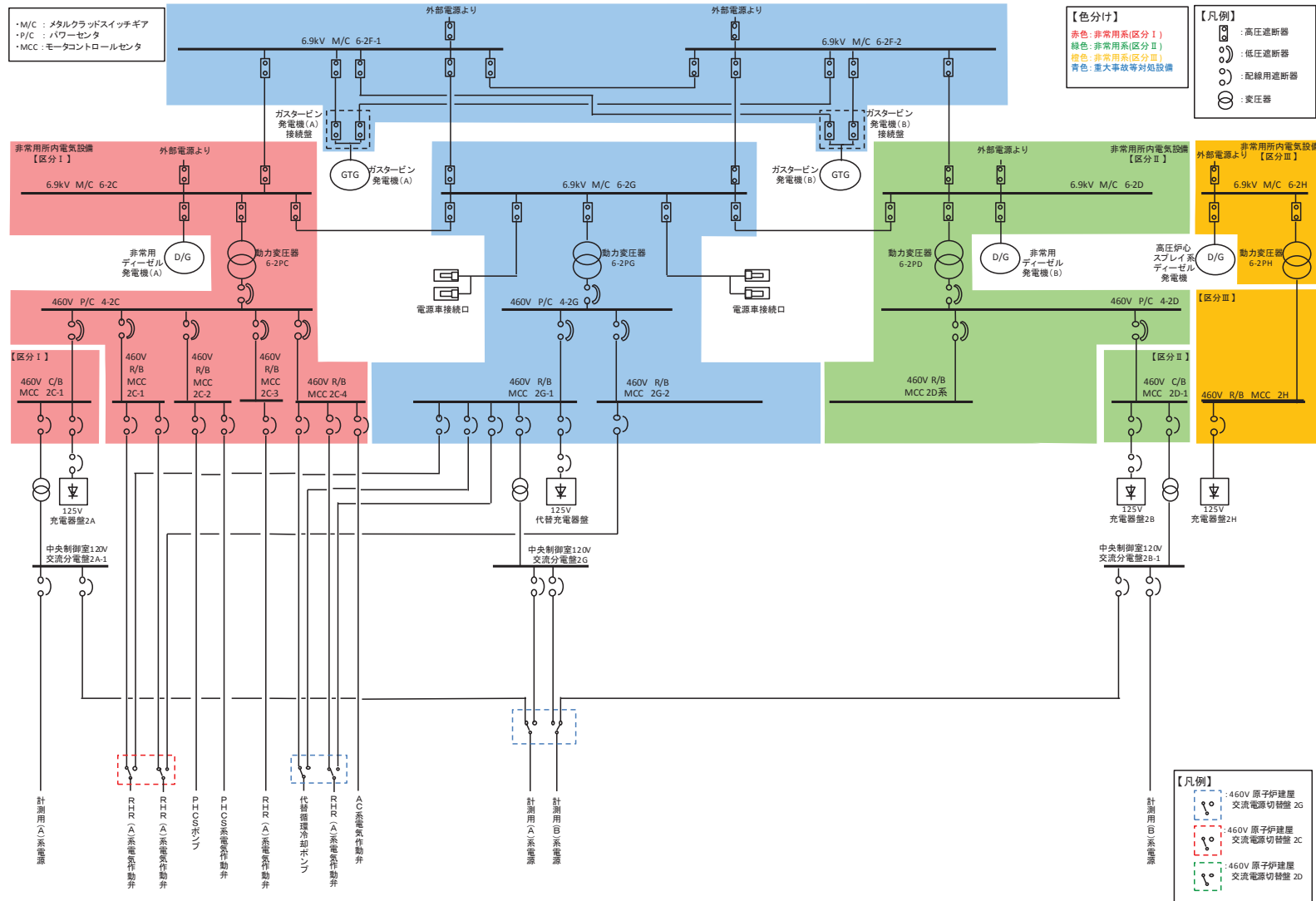
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

■：重大事故等対処設備

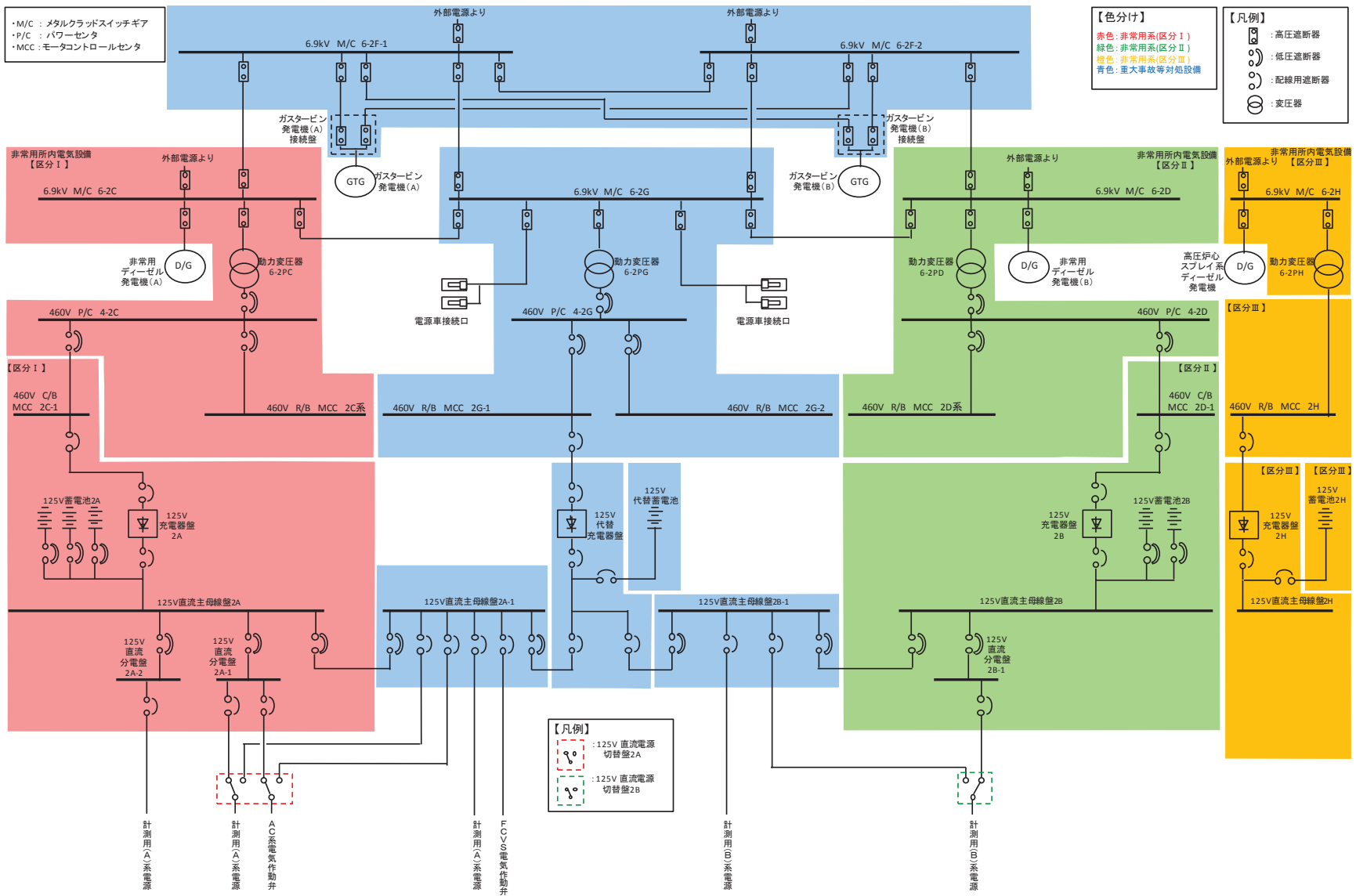
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考			
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ	新設	① ③ ⑨ ⑩	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ	常設	20分	中央制御室運転員1名	自主対策とする理由は本文参照			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系熱交換器	常設						
	熱交換器ユニット	新設			サブプレッションチェンバ	常設						
	大容量送水ポンプ（タイプ1）	新設			残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	常設						
	ホース延長回収車	新設			スプレイ管	常設						
	サブプレッションチェンバ	既設			原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	常設						
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設 新設			原子炉圧力容器	常設						
	原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク	既設 新設			原子炉格納容器	常設						
	ホース・除熱用ヘッダ，接続口	新設			常設代替交流電源設備	常設						
	スプレイ管	既設			代替所内電気設備	常設						
	非常用取水設備	既設			—	—				—	—	—
	原子炉圧力容器	既設			—	—				—	—	—
	原子炉格納容器	既設			—	—				—	—	—
	常設代替交流電源設備	新設			—	—				—	—	—
	代替所内電気設備	新設			—	—				—	—	—
	燃料補給設備	新設			—	—				—	—	—
—	—	—	—	原子炉格納容器内pH調整	原子炉格納容器pH調整系ポンプ	常設	薬液注入開始まで20分	1名	自主対策とする理由は本文参照			
					原子炉格納容器pH調整系貯蔵タンク	常設						
					原子炉格納容器pH調整系配管・弁	常設						
					原子炉格納容器	常設						
					常設代替交流電源設備	常設						
					非常用交流電源設備	常設						

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

(1) 操作概要

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

(2) 作業場所

S/C ベント：原子炉建屋 ，（原子炉建屋内の原子炉棟外）
D/W ベント：原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお、S/C ベント及びD/W ベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：2時間50分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時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おそれがあることから、防護具（自給式呼吸器、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

2. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：11*名（現場運転員 2 名*及び重大事故等対応要員 9 名）

想定時間：6 時間 25 分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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おそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で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：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下にお

いて、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置



ホースの敷設、接続



注水用ヘッドへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



弁操作

3. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

(1) 可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続

a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後において，スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い，当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージのうち，可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（重大事故等対応要員5名）

想定時間：5時間（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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おそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから，夜間においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型窒素ガス供給装置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作業を実施する上で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：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

a. 操作概要

可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続後、窒素供給弁を操作し、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

また、原子炉格納容器フィルタベント系への窒素ガスによるパージ中に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度を測定するため、フィルタ装置出口水素濃度計の系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージのうち、フィルタ装置の窒素ガスパージ操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時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おそれがあることから、防護具（自給式呼吸器、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

4. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：4*名（現場運転員2名*及び重大事故等対応要員2名）

想定時間：3時間50分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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おそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で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：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
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)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作含む）	原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.0%に到達した場合
	b. フィルタ装置への水補給	フィルタ装置の水位が下限水位(許容最小水量)を下回ると判断した場合
	d. フィルタ装置への薬液補給	フィルタ装置への水補給を行う場合
		フィルタ装置の水位が （許容最小水量）を下回ると判断し、フィルタ装置の水張りを実施した場合

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順	操作手順記載内容	解釈	
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)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作含む）	フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内 フィルタ装置の水位が <input type="text"/>	
	b. フィルタ装置への水補給	通常水位範囲内に到達 通常水位範囲内である <input type="text"/>	
	c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ	窒素ガスの注入を実施 可搬型窒素ガス供給装置流量(220Nm ³ /h)にて注入を実施	<input type="text"/>
		窒素ガスを規定時間注入	<input type="text"/>
d. フィルタ装置への薬液補給	規定量の薬液	<input type="text"/>	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順	操作手順記載内容	解釈
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)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	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	代替循環冷却ポンプ出口流量の上昇
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 (3)原子炉格納容器内 pH 調整	a. 原子炉格納容器内 pH 調整	規定量の薬液が注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値により確認後 以上注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値にて確認後

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧 (1/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T48-A0-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTS 側止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室
T63-M0-F001	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-M0-F002	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F019	D/W ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F063	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	中央制御室
T48-M0-F011	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	中央制御室
T63-F042A	フィルタ装置(A)補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042B	フィルタ装置(B)補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042C	フィルタ装置(C)補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F045A	フィルタ装置(A)屋外側重大事故時用給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045B	フィルタ装置(B)屋外側重大事故時用給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045C	フィルタ装置(C)屋外側重大事故時用給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F051	建屋内事故時用給水ライン元弁	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F066	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F067	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F035	FCVS 窒素供給ライン止め弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧 (2/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T63-F049A	フィルタ装置(A)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F049B	フィルタ装置(B)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F049C	フィルタ装置(C)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
E11-M0-F083	代替循環冷却ポンプバイパス弁	中央制御室
E11-M0-F082	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F080	代替循環冷却ポンプ吸込弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F004A	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F003A	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	中央制御室
T81-M0-F002	PHCS ポンプ吸込弁	中央制御室
T81-M0-F004	PHCS 注入第二隔離弁	中央制御室

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

< 目次 >

1.9.1 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段及び設備

(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

(b) 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

(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

(d) 代替電源による必要な設備への給電

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

b. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

(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. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視

b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

1.9.2.2 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設備の電源を代替電源設備から給電する手順

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.9.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.9.3 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。

(1) BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(2) PWRのうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること

(3) BWR及びPWR共通

a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備しており、ここではこの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.9.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの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段と重大事故等対処設備を選定する。

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

※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五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則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、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第1.9.1表に整理する。

a. 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段及び設備

(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素ガス）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態になっている。

原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器調気系

また、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口
- ・原子炉格納容器
- ・燃料補給設備

(b) 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

i. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

この対応手段及び設備は、「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」における「原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」で選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置出口水素濃度
- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）
- ・原子炉格納容器調気系 配管，弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口

ii. 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロワ

- ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置
- ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁
- ・残留熱除去系

(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を測定し、監視する手段がある。

i. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器内水素濃度 (D/W)
- ・格納容器内水素濃度 (S/C)

ii. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器内雰囲気水素濃度
- ・格納容器内雰囲気酸素濃度

(d) 代替電源による必要な設備への給電

上記「(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止」, 「(b) 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」や「(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備による必要な設備への給電で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
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備のうち、可搬型窒素ガス供給装置、原子炉格納容器調気系配管・弁、ホース・窒素供給用ヘッド・接続口、原子炉格納容器及び燃料補給設備は重

大事故等対処設備として位置付ける。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備のうち、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置出口水素濃度、可搬型窒素ガス供給装置、遠隔手動弁操作設備、原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）、原子炉格納容器調気系配管・弁、原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁、ホース・窒素供給用ヘッド・接続口は重大事故等対処設備として位置付ける。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち、格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.9.1)

以上の重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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

- ・可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素ガスが発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素ガスの処理には期待できず、また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、原子炉格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば、中長期的な格納容器内水素対策として有効である。

なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である原子炉格納容器調気系は、発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設で

あり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

b. 手順等

上記の「a. 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、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.9.1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.9.2 表，第 1.9.3 表）。

(添付資料 1.9.2)

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

(a) 手順着手の判断基準

残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9.1図に、概要図を第1.9.2図に、タイムチャートを第1.9.3図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の設置作業開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための系統構成を指示する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器調気系（以下「AC 系」という。）隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤で AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑫^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、発電課長に報告する。
- ⑫^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、発電課長に報告する。
- ⑬ 発電課長は、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%に到達した場合、運転員にサプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）への窒素ガス供給開始を指示する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全開とし、S/C への窒素ガス供給を開始する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、窒素ガスの供給が開始されたことを格納容器内酸素濃度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑯ 発電課長は、運転員に格納容器内の酸素濃度により窒素ガスの供給先を切替えるよう指示する。
- ⑰^a ドライウエルの酸素濃度が 4.0vol%以上かつ S/C の酸素濃度が 3.8vol%以下となった場合
中央制御室運転員 A は、D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁を全開及び S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全閉としドライウエル（以下「D/W」という。）への窒素供給を行う。
- ⑰^b D/W の酸素濃度が 3.8vol%以下又は S/C の酸素濃度が 4.0vol%以上となった場合
中央制御室運転員 A は、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全開及び D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁を全閉とし S/C への窒素供給を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで 5 時間 15 分以内で可能である。

なお、本操作は、原子炉格納容器ベント前又は原子炉格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(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. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、原子炉格納容器フィルタベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は待避所へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) については、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

原子炉格納容器ベント停止後、再度原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇する場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作を実施する。

(a) 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酸素濃度が規定値に到達した場合^{※2}。

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

※2：ドライ条件の酸素濃度を確認する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9.1 図に、概要図を第 1.9.4 図に、タイムチャートを第 1.9.5 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、AC 系隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤で AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作で FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開する手段がある。

- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度指示値を適宜確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度に関する情報を、発電所対策本部長に報告する。
- ⑩ 発電所対策本部長は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が規定濃度に到達した場合、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑪ 発電課長は、運転員に S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑫^aS/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合
中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作で S/C ベント用出口隔離弁を全開する手段がある。
- ⑫^bS/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合
中央制御室運転員 A は、D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による D/W 側からの原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作で D/W ベント用出口隔離弁を全開する手段がある。
- ⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の水素濃度指示値及び原子炉格納容器内の酸素濃度指示値の低下並びにフィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント開始後、フィルタ装置出口水素濃度による水素濃度の監視及びフィルタ装置出口放射線モニタによる放射線量の監視を行う。
- ⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑯ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑰ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

- ⑱ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑲ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑳ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉑ 発電課長は、運転員に FCVS ベントライン隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉒ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で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フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで 20 分以内で可能である。

b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*}において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合。

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

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系 (A) による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり。(可燃性ガス濃度制御系 (B) による原子炉格納容器

内の水素濃度制御手順も同様)

手順の対応フローを第 1.9.1 図に、概要図を第 1.9.6 図に、タイムチャートを第 1.9.7 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可燃性ガス濃度制御系 (A) による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系 (A) による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ、電気作動弁、監視計器の電源及び電源容量が確保されていることを状態表示で確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) が運転中であり、可燃性ガス濃度制御系 (A) 冷却器への冷却水供給が可能であることを確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系 (A) 起動準備として、可燃性ガス濃度制御系 (A) 隔離信号の除外操作を実施し、発電課長に可燃性ガス濃度制御系の起動準備完了を報告する。
- ⑤発電課長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であることを確認し、運転員に可燃性ガス濃度制御系の起動操作を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系 (A) の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量指示値及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口流量指示値の上昇後、系統が安定していることを確認する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に動作していることを加熱管表面温度指示値及び再結合器表面温度指示値の上昇により確認し、予熱運転が開始したことを確認する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系起動後 3 時間以内に可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了することを確認し、その後再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定し温度制御されることを確認する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系の吸込流量と再循環流量の調整を実施する。
- ⑩中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が行われていることを格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値が低下することにより確認し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名により実施し、作業開始を判断してから可燃性ガス濃度制御系起動まで 20 分以内で可能である。また、可燃性ガス制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は 3 時間以内で可能であ

る。

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で原子炉格納容器内に発生する水素ガスの濃度を、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により監視する。

なお、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、通常時から常時監視が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合*。

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

(b) 操作手順

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。また、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員1名により確認を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを格納容

器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度により監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※

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

(b) 操作手順

格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9.1 図に、概要図を第 1.9.8 図に示す。

なお、格納容器内雰囲気計装は、重大事故等時には代替交流電源設備からの給電により電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保した後、測定が可能である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視に必要なサンプリングポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示で確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員 1 名により確認を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

1.9.2.2 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設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」で整備する。

原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順については、「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」で整備する。

監視計器への電源供給手順及び可搬型窒素ガス供給装置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」で整備する。

1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.9.9 図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器内雰囲気計装により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により原子炉格納容器内の水素濃度を監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能である場合は、可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

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及び酸素濃度の抑制ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを注入する。原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が規定値に到達した場合は、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C ベントラインが使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

第 1.9.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧(1/2)

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	対応設備	手順等
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	原子炉格納容器調気系 ※1 可搬型窒素ガス供給装置 原子炉格納容器調気系配管・弁 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器 燃料補給設備 ※4	— ※1 — ※5 重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビア アクシデント） 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装 置による窒素封入」
	—	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置出口水素濃度 可搬型窒素ガス供給装置 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器（真空破壊装置を含む） 原子炉格納容器調気系配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系配 管・弁 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビア アクシデント） 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィル タベント」※2

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。
 ※2：原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「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」で整備する。
 ※3：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」で整備する。
 ※4：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。
 ※5：原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順等
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置プロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書（設備別） 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」
	—	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度（D/W） 格納容器内水素濃度（S/C）	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書（設備別） 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」
			格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書（設備別） 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」 ※3
	—	必要な設備への給電	代替電源による 常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 所内常設蓄電式直流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 可搬型代替直流電源設備 ※4	重大事故等対応設備 — ※4

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。

※2：原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「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」で整備する。

※3：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」で整備する。

※4：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

※5：原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

第 1.9.2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器

監視計器一覧(1/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給		
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」	判断基準	原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度 電源の確保 4-2C 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧
	操作	原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度
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. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出		
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	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モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度
		電源の確保 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ

監視計器一覧(2/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御		
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書(設備別) 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の温度	サプレッションプール水温度
	判断基準 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系ポンプ(A)出口流量 残留熱除去系ポンプ(B)出口流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器(B)冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系(A)冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系(B)冷却水供給温度
		電源の確保

監視計器一覧(3/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御		
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度
非常時操作手順書(設備別) 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」	操作	可燃性ガス濃度制御系(A)入口ガス流量 可燃性ガス濃度制御系(B)入口ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(A)入口流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(B)入口流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(A)入口圧力 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(B)入口圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱管(A)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(B)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(A)出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(B)出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(A)表面温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(B)表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(A)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(B)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(A)表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(B)表面温度 可燃性ガス濃度制御系(A)入口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系(B)入口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(A)入口温度 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(B)入口温度 可燃性ガス濃度制御系冷却器(A)出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系冷却器(B)出口ガス温度

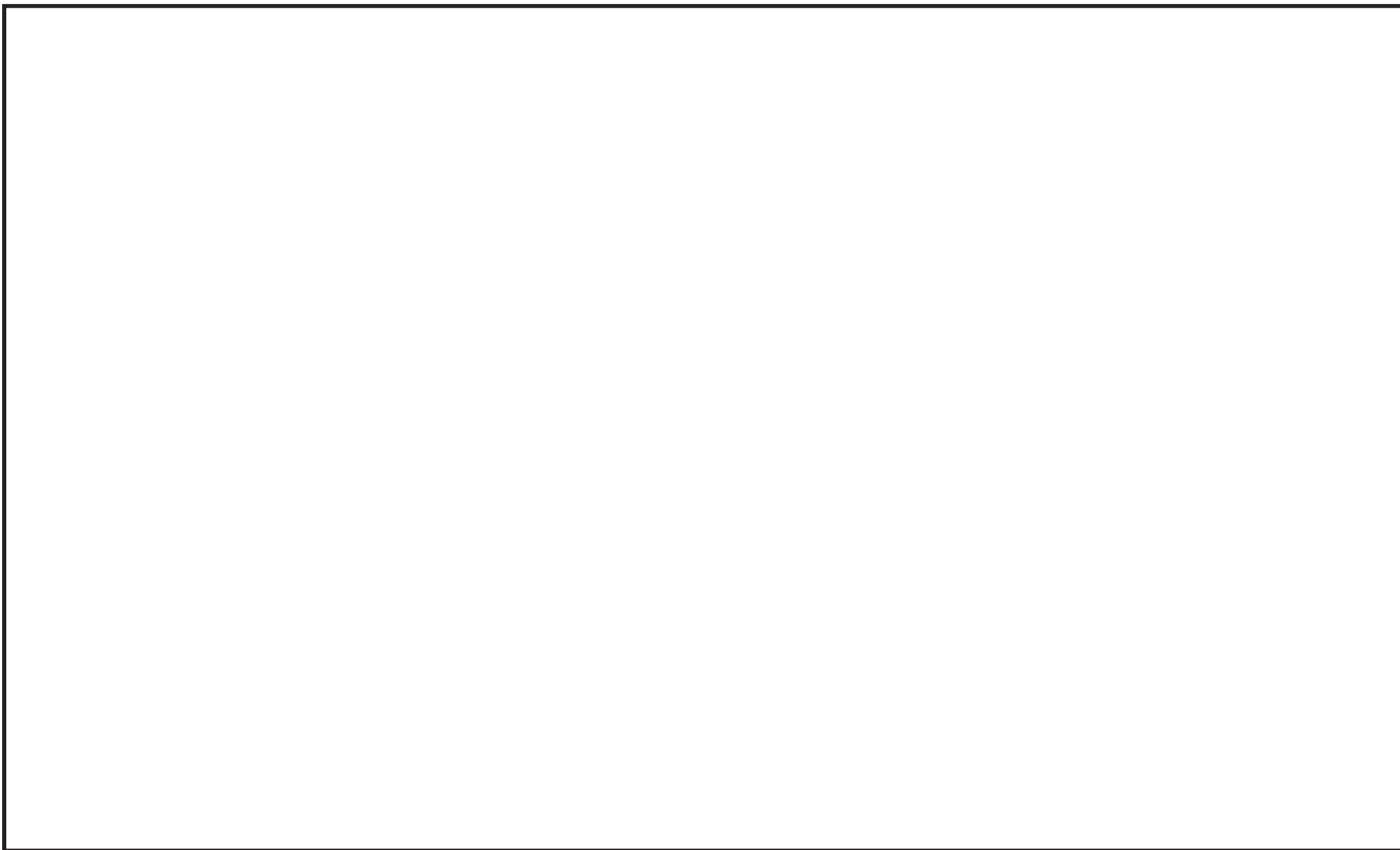
監視計器一覧(4/4)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書(設備別) 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」	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モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 [原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保] 非常時操作手順書(設備別) 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」	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モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
最終ヒートシンクの確保		原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系(B)冷却水供給温度	

第 1.9.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元		
		設備	母線	
【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	原子炉格納容器フ ィルタベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
	原子炉格納容器調 気系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
	フィルタ装置出口 放射線モニタ	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
			125V 直流主母線 2B-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
			125V 直流主母線 2B-1	
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
		125V 直流主母線 2B-1		
	水素濃度及び酸素 濃度監視計器	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
			125V 直流主母線 2B-1	
	常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
		125V 直流主母線 2B-1		
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
125V 直流主母線 2B-1				
計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系		
		非常用低圧母線 MCC 2D 系		
	可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系		
		非常用低圧母線 MCC 2D 系		
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
125V 直流主母線 2B-1				

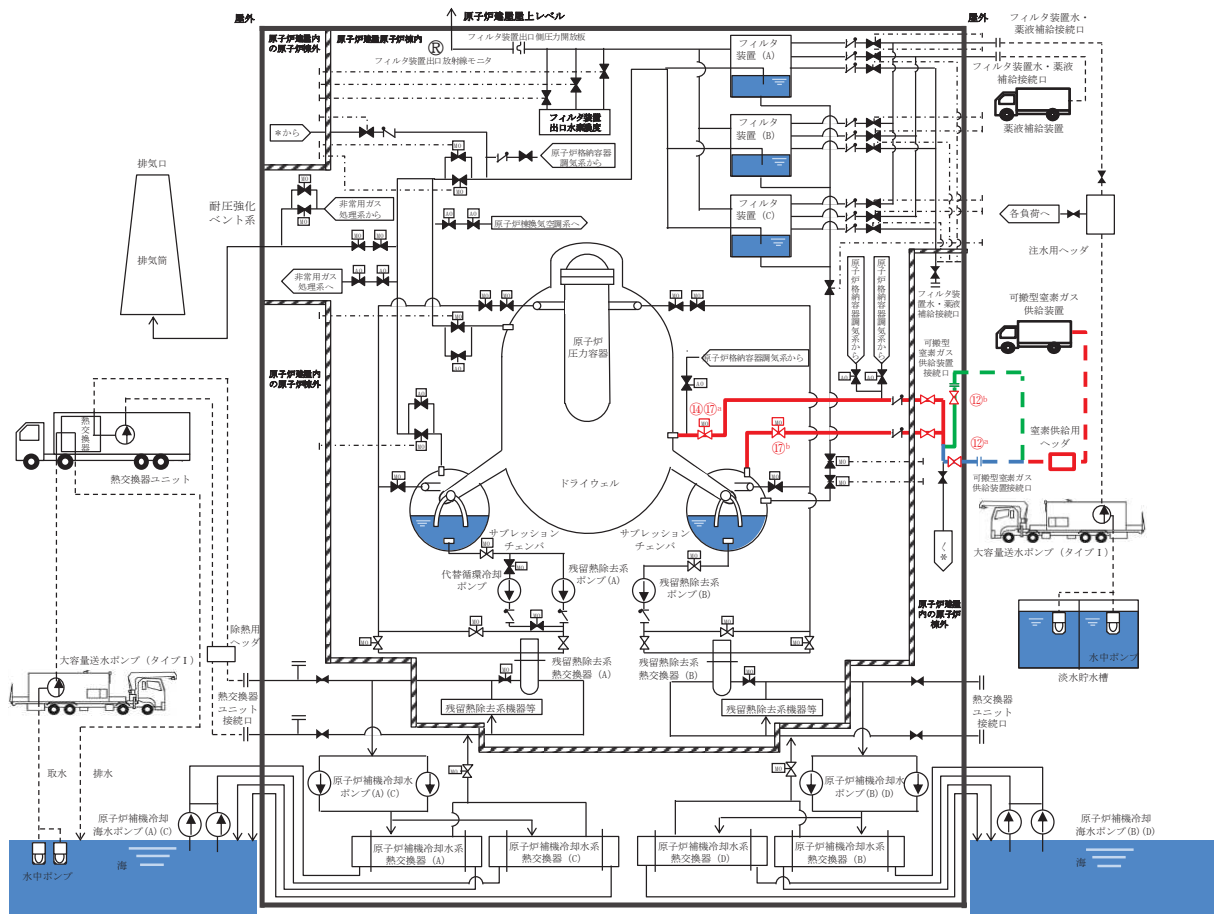
※：供給負荷は監視計器



第 1.9.1 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「ベントストラテジ（PCV 破損防止）」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

凡例
 —: 常設配管 - - -: ホース
 ■: 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給で使用される箇所
 ■: 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外) を使用する場合
 ■: 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑫ ^a	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^b	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭⑰ ^a	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	T48-M0-F011	中央制御室
⑰ ^b	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	T48-M0-F063	中央制御室

第 1.9.2 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図

		経過時間 (時間)										備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
手順の項目	要員 (数)	5時間15分 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始										操作手順				
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}											③		
			窒素ガス供給準備 ^{※2}												⑪	
			窒素ガス供給開始 ^{※2}												⑭	
	現場運転員B, C	2	移動・扉開放 (可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※3}											⑧		
			移動, 系統構成 ^{※4}												⑫	
	重大事故等対応要員A~B	2	保管場所への移動 ^{※5※6}											⑤, ⑥, ⑨		
			可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}													
			可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給 ^{※8}													
	重大事故等対応要員C~E	3	保管場所への移動 ^{※5※6}											⑤, ⑥, ⑨		
			ホースの敷設, 接続 ^{※9}													

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

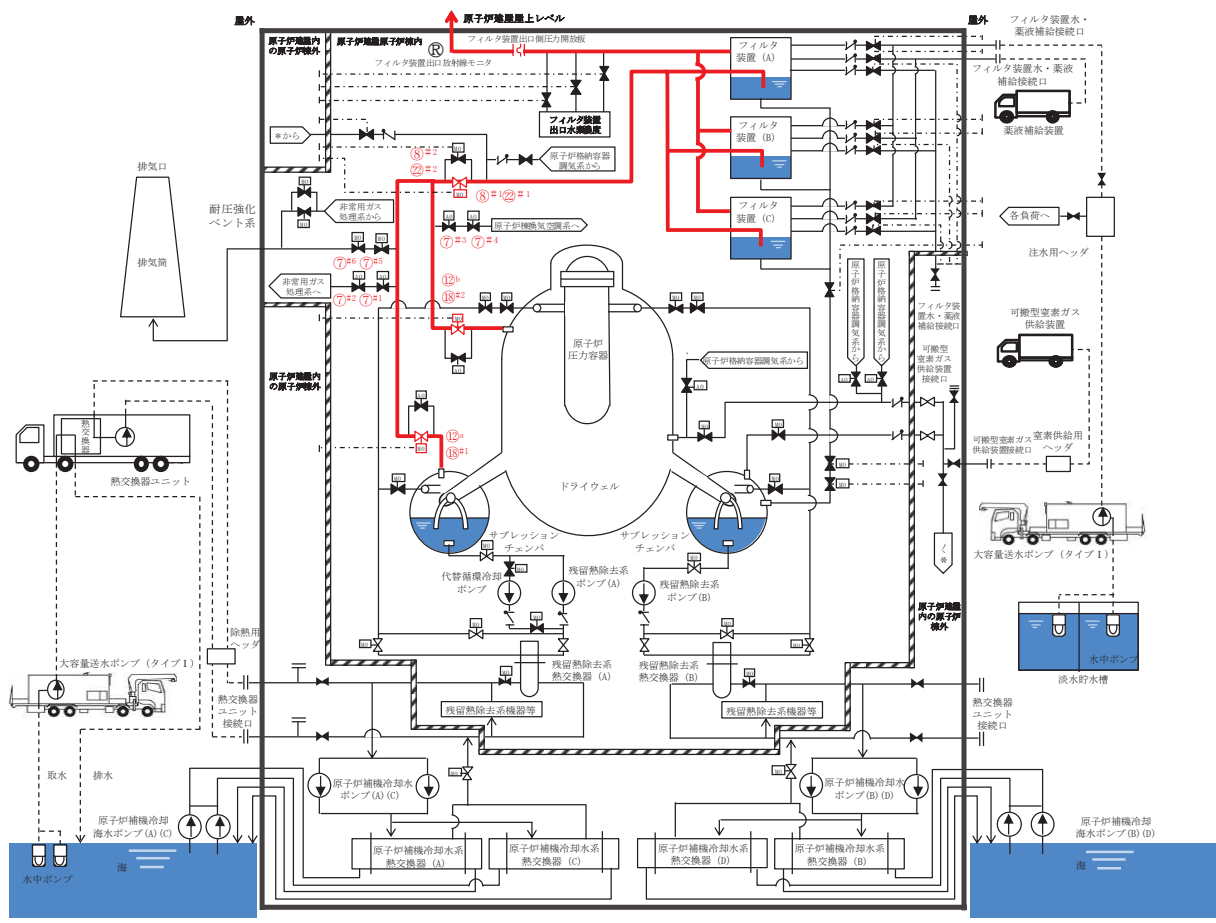
※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動距離として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※9: ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.9.3 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 — (赤線) : 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出を実施する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑦#1	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑦#2	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑦#3	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑦#4	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑦#5	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑦#6	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑧#1②②#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑧#2②②#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑫ ^a ⑬#1	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室
⑫ ^b ⑬#2	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F063	中央制御室

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.9.4 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 概要図

		経過時間 (分)											備考	
		10	20	30	40	50	60	70						
手順の項目	要員 (数)	20分 水素ガス及び酸素ガス排出開始										操作手順		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}		系統構成 ^{※2}		ベント開始 ^{※2}						④	
													⑤～⑧	
													⑫	

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

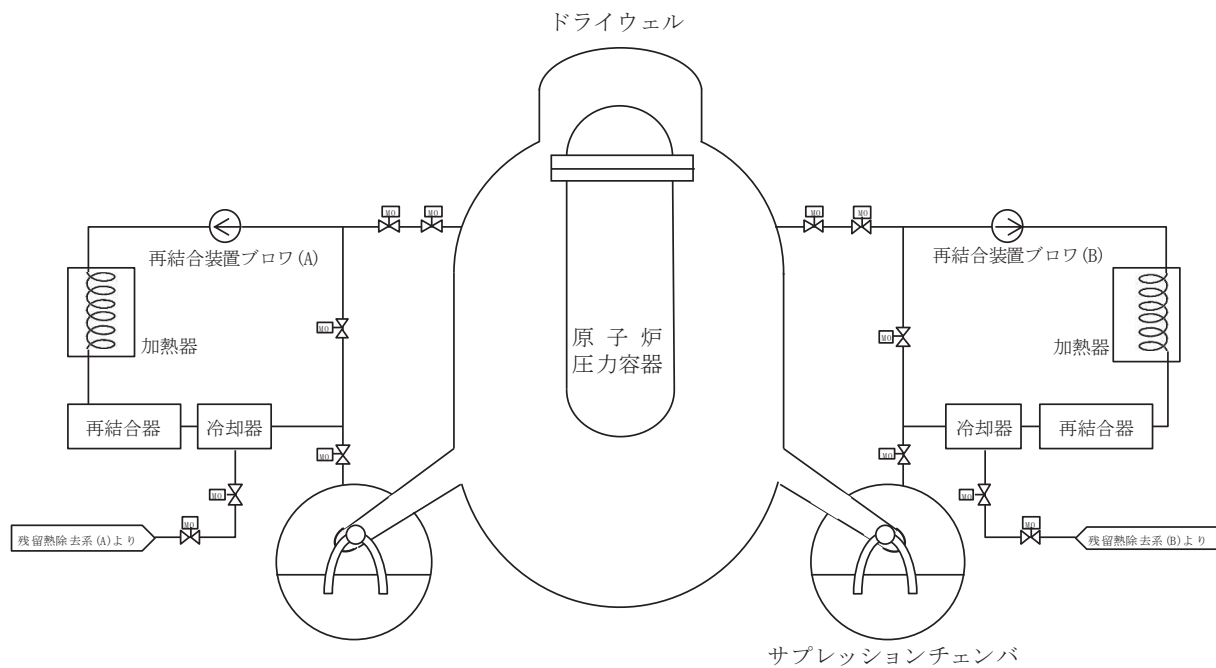
※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (分)											備考	
		10	20	30	40	50	60	70						
手順の項目	要員 (数)	20分 水素ガス及び酸素ガス排出開始										操作手順		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}		系統構成 ^{※2}		ベント開始 ^{※2}						④	
													⑤～⑧	
													⑫	

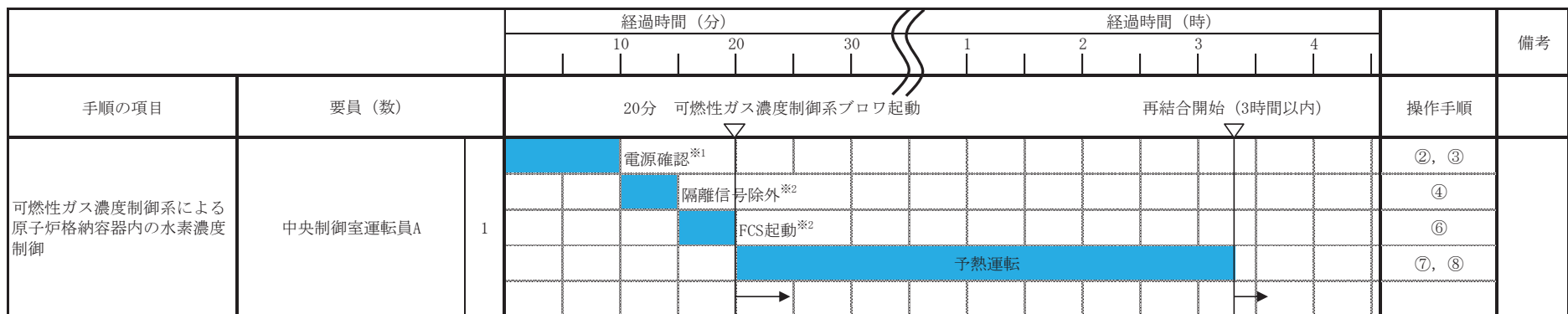
※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.9.5 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 タイムチャート



第1.9.6図 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 概要図

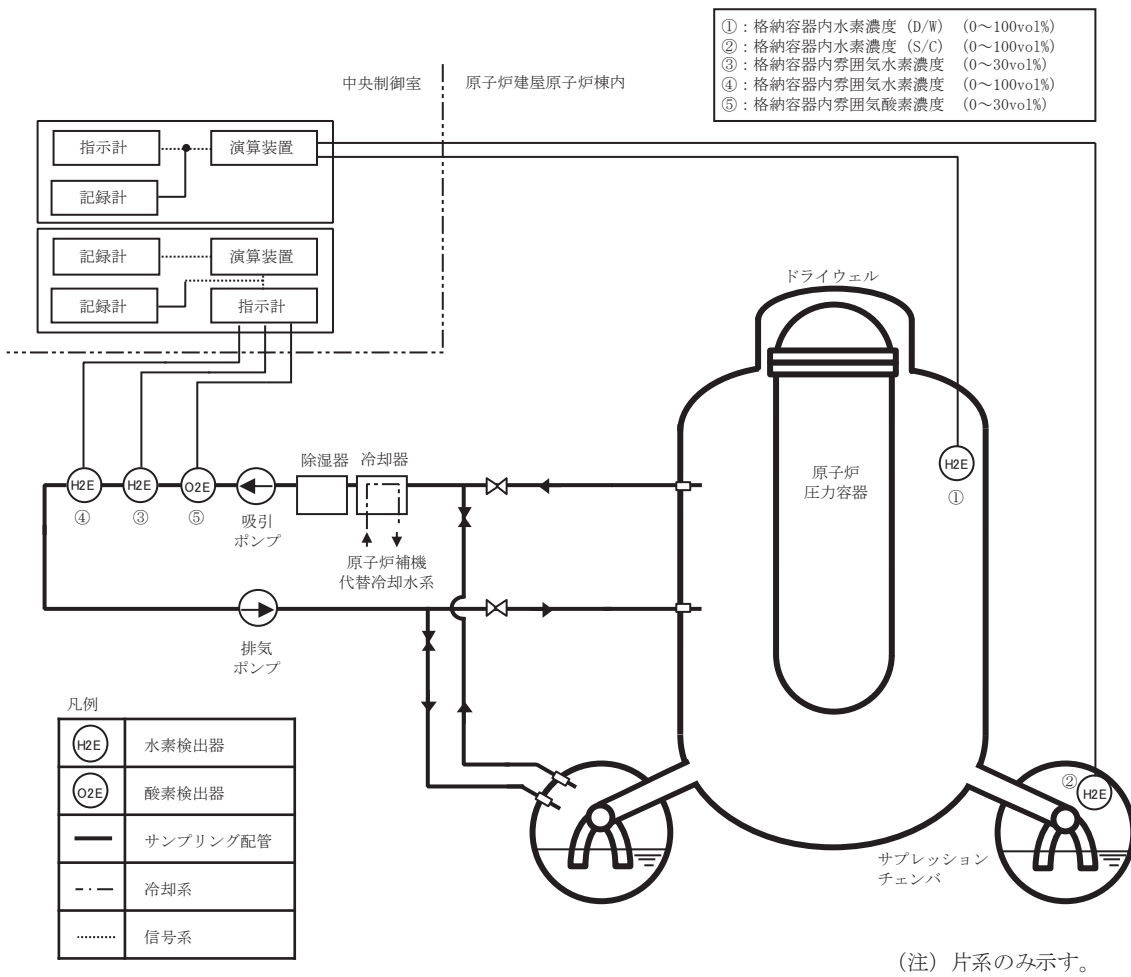


※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

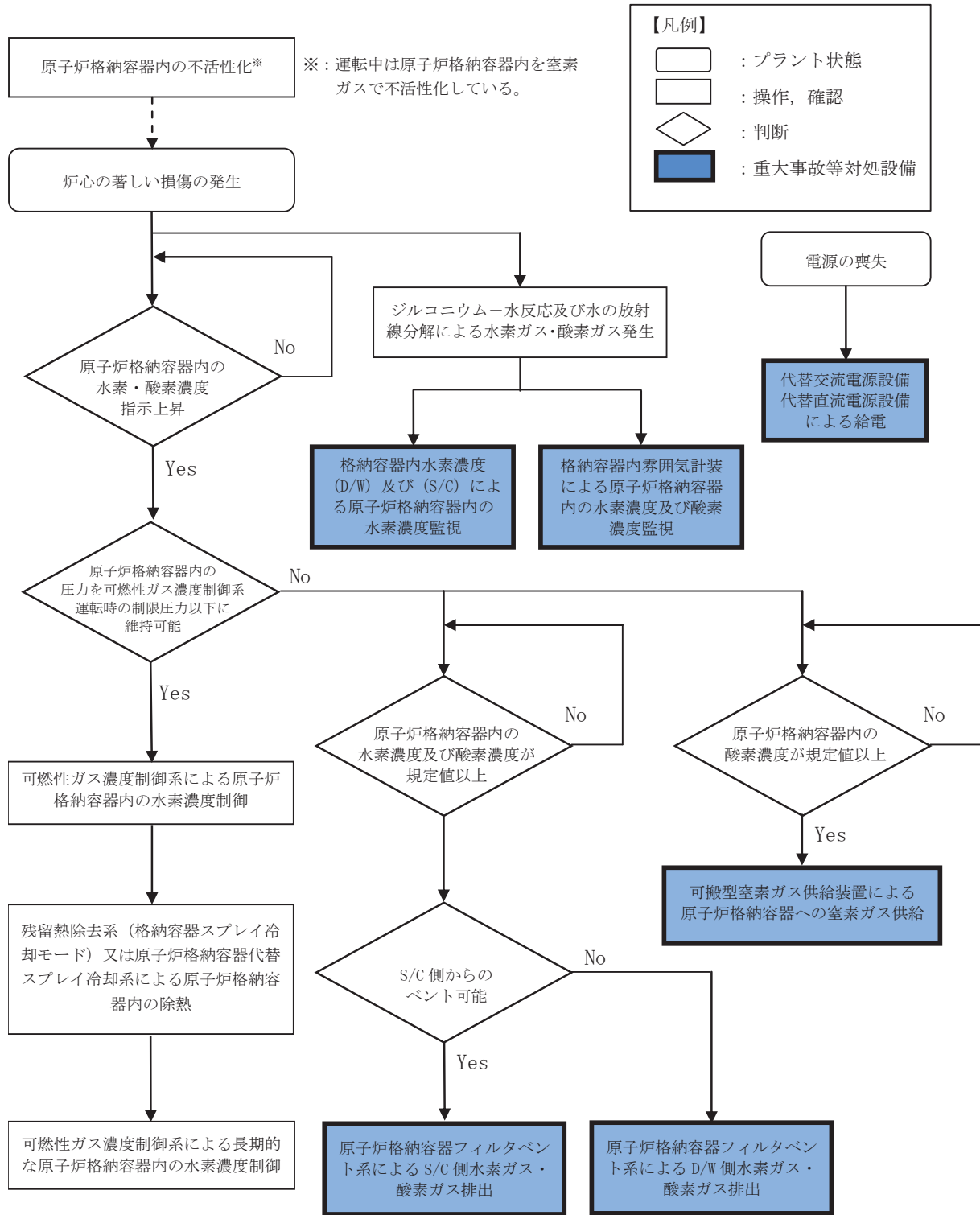
※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※3：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.9.7 図 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 タイムチャート



第1.9.8図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 概要図



第 1.9.9 図 重大事故等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（1/3）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（52条）	技術基準規則（67条）	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、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内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止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】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】</p> <p>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】</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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】</p> <p>1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	② ※1	<p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器を不活性化すること。</p>	<p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器を不活性化すること。</p>	⑥ ※1
<p>(2) PWRのうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p><PWRのうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p><PWRのうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3) BWR及びPWR共通</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p><BWR及びPWR共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路で水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p><BWR及びPWR共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路で水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設定すること。</p>	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設定すること。</p>	⑧
		<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備から給電を可能とすること。</p>	<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備から給電を可能とすること。</p>	⑨

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。

有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により、事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。

※2：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。

原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/3）

 ：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					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	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
原子炉格納容器内水不活性発防止による	原子炉格納容器調気系※2	既設 新設	① ② ⑤ ⑥	—	—	—	—	—	—
	可搬型窒素ガス供給装置	新設							
	原子炉格納容器配管・弁	既設 新設							
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	新設							
	原子炉格納容器	既設							
	燃料補給設備	新設							
原子炉格納容器内の水素ガスタ及びベント酸素ガスによる排出	フィルタ装置	新設	① ④ ⑤ ⑦	原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度制御系による制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロウ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	フィルタ装置出口側圧力開放板	新設			可燃性ガス濃度制御系再結合装置	常設			
	フィルタ装置出口放射線モニタ	新設			可燃性ガス濃度制御系配管・弁	常設			
	フィルタ装置出口水素濃度	新設			残留熱除去系	常設			
	可搬型窒素ガス供給装置	新設			—	—			
	遠隔手動弁操作設備	新設			—	—			
	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	既設			—	—			
	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設			—	—			
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	既設 新設			—	—			
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	新設			—	—			

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。

有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により、事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。

※2：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。

原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

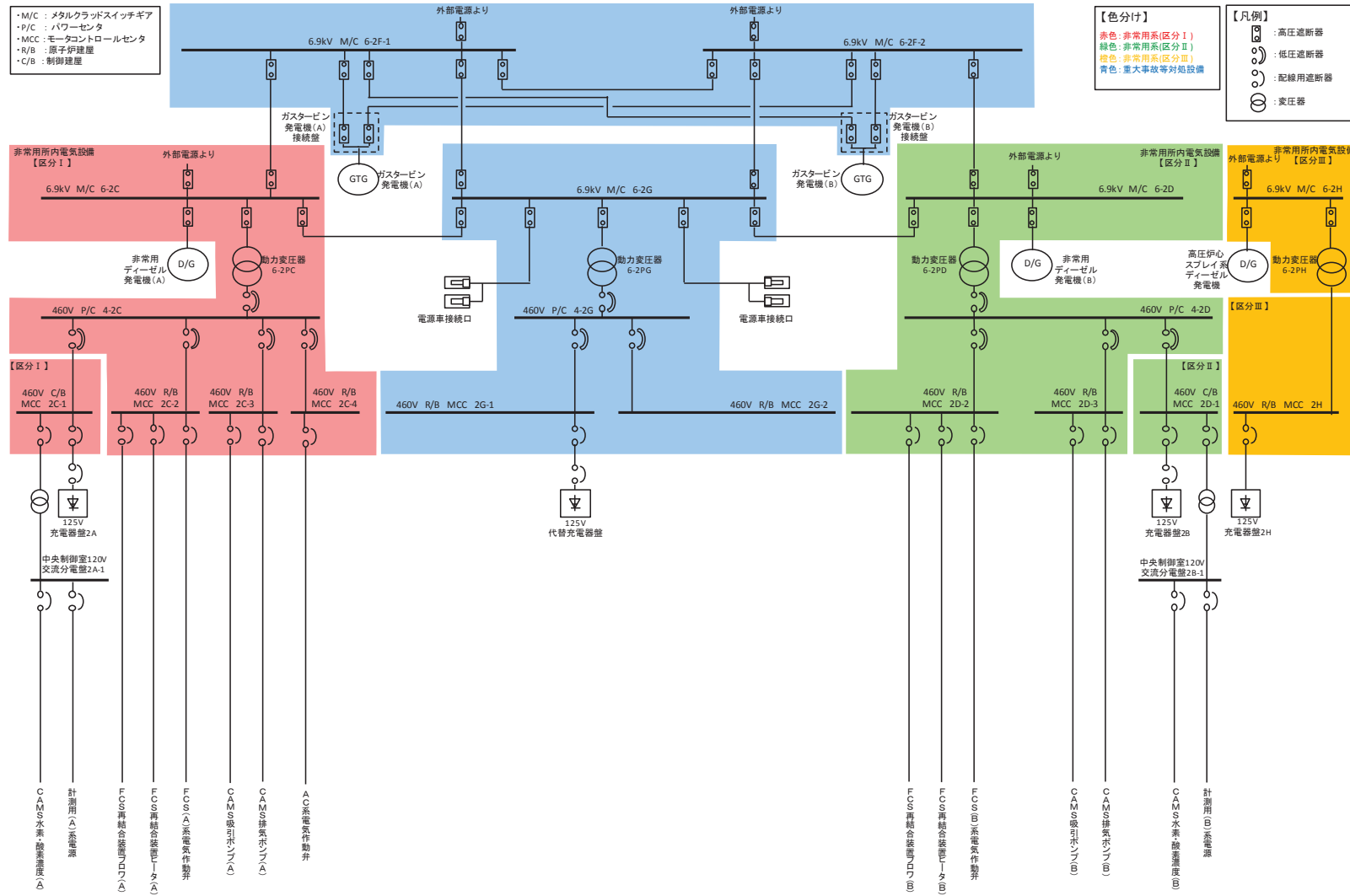
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

 : 重大事故等対処設備

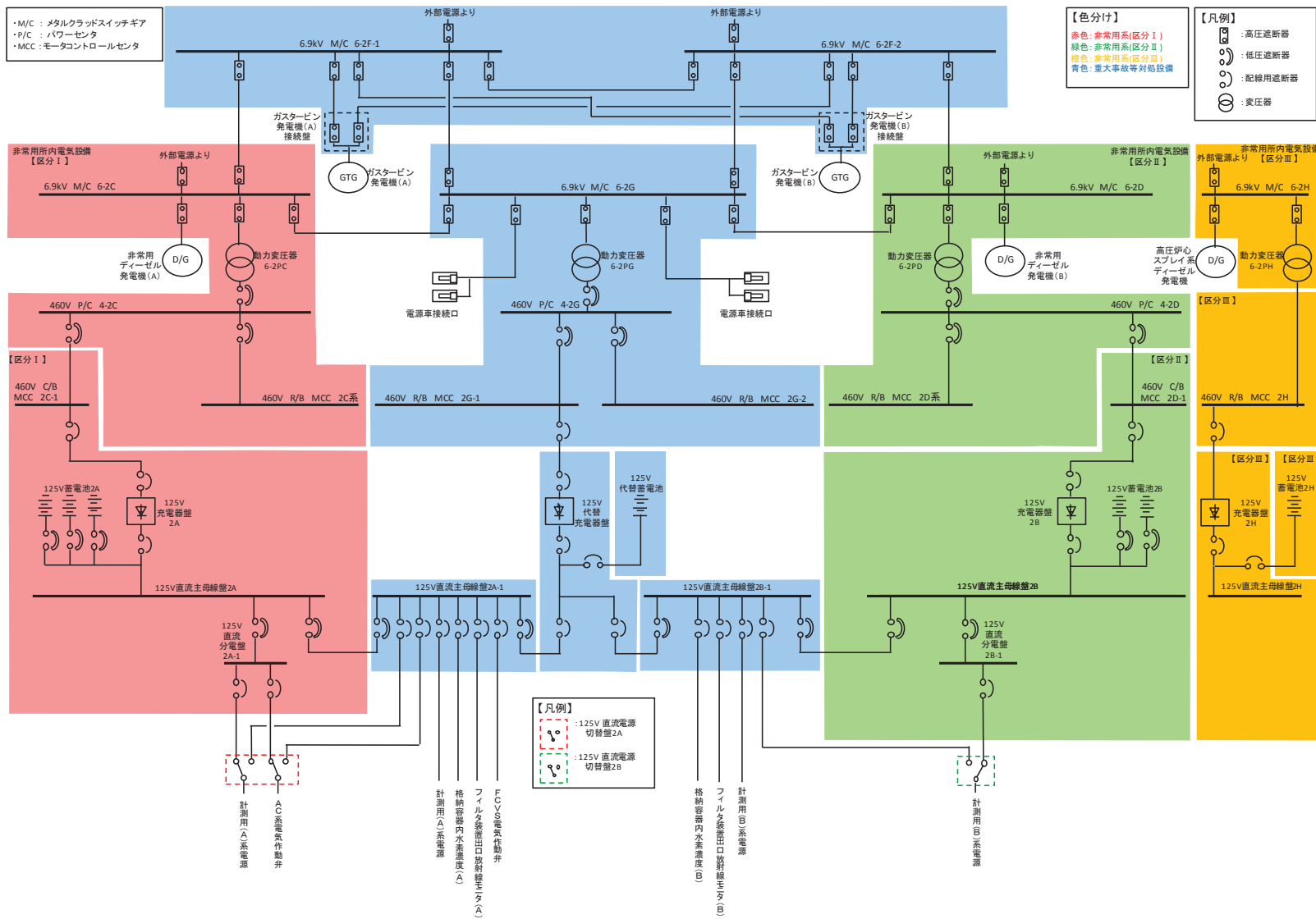
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
濃度原子 及炉格 納酸 素容 器内 の 監 視	格納容器内水素濃度 (D/W)	新設	① ⑤ ⑧	—	—	—	—	—	—
	格納容器内水素濃度 (S/C)	新設							
	格納容器内雰囲気水素濃 度	既設 新設							
	格納容器内雰囲気酸素濃 度	既設							
代 替 電 源 へ の 給 電 の 必 要 な	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源 設備	既設 新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							

- ※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。
有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により、事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。
- ※2：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。
原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容		解釈
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. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.1vol% に到達
		b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	原子炉格納容器内圧力にて 以下に維持する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
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. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの排出	フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が <input type="text"/>
			原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が規定値に到達	原子炉格納容器内の水素濃度が 4.0vol% 以上及び酸素濃度が 4.3vol% 以上
		b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であることを確認	原子炉格納容器内圧力にて <input type="text"/> 以下であることを確認
			可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了	再結合器内ガス温度指示値が <input type="text"/> に到達し、予熱運転が完了
		再結合器内ガス温度指示値が規定値	再結合器内ガス温度指示値が <input type="text"/>	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
T48-A0-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTS 側止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室
T63-M0-F001	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	中央制御室
T63-M0-F002	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	中央制御室
T48-M0-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室
T48-M0-F019	D/W ベント用出口隔離弁	中央制御室
T48-M0-F011	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	中央制御室
T48-M0-F063	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	中央制御室
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	建屋内窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.14 電源の確保に関する手順等

< 目 次 >

1.14.1 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. 代替電源（交流）による対応手段及び設備
 - (a) 代替交流電源設備による給電
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備
 - (a) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
 - (b) 常設代替直流電源設備による給電
 - (c) 可搬型代替直流電源設備による給電
 - (d) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電
 - (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備
 - (a) 代替所内電気設備による給電
 - (b) 重大事故等対処設備
 - d. 燃料補給のための対応手段及び設備
 - (a) 燃料補給設備による補給
 - (b) 重大事故等対処設備
 - e. 手順等

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

- (1) 代替交流電源設備による給電
 - a. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電
 - b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

- (1) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
- (2) 常設代替直流電源設備による給電
- (3) 可搬型代替直流電源設備による給電
- (4) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順

- (1) 代替所内電気設備による給電

- a. ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電

1.14.2.4 燃料の補給手順

- (1) 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給
- (2) タンクローリから各機器への補給

1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 非常用交流電源設備による給電
- (2) 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電
- (3) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電

1.14.2.6 重大事故等時の対応手段の選択

- (1) 代替電源（交流）による対応手段
- (2) 代替電源（直流）による対応手段

添付資料 1. 14. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1. 14. 2 重大事故対策の成立性

1. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電
2. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電
3. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
4. 可搬型代替直流電源設備による給電
5. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電
6. ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電
7. 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給
8. タンクローリから各機器への補給

添付資料 1. 14. 3 不要交流負荷 自動起動防止又は切離しリスト

添付資料 1. 14. 4 不要直流負荷 切離しリスト

添付資料 1. 14. 5 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

1.14 電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保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 「電力を確保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。

(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保

a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。

b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電を開始できること。

c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。

d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）(MC)等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1. 14. 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

外部電源が喪失した場合において、非常用高圧母線及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として、非常用交流電源設備、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備を設置している。

また、非常用交流電源設備、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備から供給された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として、非常用所内電気設備を設置している。

これらの設計基準事故対処設備のうち、非常用交流電源設備、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、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（第 1. 14. 1 図）。

重大事故等対処設備のほか、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*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五十七条及び技術基準規則第七十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である非常用交流電源設備、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

非常用交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ディーゼル発電機
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
- ・軽油タンク
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク

- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・非常用ディーゼル発電機～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路
- ・原子炉補機冷却水系

高压炉心スプレイ系用交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
- ・軽油タンク
- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンク
- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高压母線 2H 系電路
- ・高压炉心スプレイ系補機冷却水系

高压炉心スプレイ系用直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・125V 蓄電池 2H
- ・125V 充電器盤 2H
- ・125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H～125V 直流主母線盤 2H 電路

機能喪失原因対策分析の結果、設計基準事故対処設備の故障として、非常用高压母線への交流電源による給電及び直流設備への直流電源による給電に使用する設備並びに非常用所内電気設備の故障を想定する。

設計基準事故対処設備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第 1.14.1 表に整理する。

a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び高压炉心スプレイ系用交流電源設備の故障により非常用高压母線への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i. 常設代替交流電源設備による給電

常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路
- ・ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路

ii. 可搬型代替交流電源設備による給電

可搬型代替交流電源設備を代替所内電気設備に接続し、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・電源車
- ・電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路
- ・電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低圧母線 2G 系電路
- ・軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ホース
- ・タンクローリ

iii. 号炉間電力融通設備による給電

号炉間電力融通ケーブルを用いて 3 号炉の非常用高圧母線から 2 号炉の緊急用高圧母線までの電路を構築し、3 号炉からの給電により、2 号炉の非常用高圧母線を受電する手段がある。

号炉間電力融通設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高压母線 2C 系又は非常用高压母線 2D 系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高压母線 2C 系又は非常用高压母線 2D 系電路

なお、号炉間電力融通ケーブル（常設）は 3 号炉の非常用高压母線と 2 号炉の緊急用高压母線間にあらかじめ敷設し、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は屋外の保管エリアに配備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電機～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路及びガスタービン発電機～緊急用低压母線 2G 系電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、電源車、電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路、電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低压母線 2G 系電路、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁、ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1. 14. 1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で交流電源が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

・号炉間電力融通設備

号炉間電力融通設備で使用する設備の耐震性は確保されていないが、3 号炉の非常用ディーゼル発電機及び電路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

(a) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は、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る給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備により 24 時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 3 図に示す。

- ・ 125V 蓄電池 2A
- ・ 125V 蓄電池 2B
- ・ 125V 充電器盤 2A
- ・ 125V 充電器盤 2B
- ・ 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路
- ・ 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路

(b) 常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障及び所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池により直流設備への給電ができない場合は、常設代替直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 3 図及び第 1. 14. 4 図に示す。

- ・ 125V 代替蓄電池
- ・ 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路
- ・ 250V 蓄電池
- ・ 250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路

(c) 可搬型代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障及び所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池により直流設備への給電ができない場合は、常設代替直流電源設備により 8 時間電源供給し、その後、電源車、代替所内電気設備、125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 3 図及び第 1. 14. 4 図に示す。

- ・ 電源車
- ・ 125V 代替蓄電池
- ・ 125V 代替充電器盤

- ・ 250V 蓄電池
- ・ 250V 充電器盤
- ・ 軽油タンク
- ・ ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ
- ・ 電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低圧母線 2G 系～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路
- ・ 電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低圧母線 2G 系～250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路

(d) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障及び所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池により直流設備への給電ができない場合で、可搬型交流電源設備の電源車から給電できない場合に、125V 代替充電器盤用電源車接続設備に電源車を接続することにより、代替所内電気設備を経由せずに直接 125V 代替充電器盤を受電し、直流設備へ給電する手段がある。

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 3 図に示す。

- ・ 電源車
- ・ 代替直流電源用切替盤
- ・ 代替直流電源用変圧器
- ・ 125V 代替充電器盤
- ・ 軽油タンク
- ・ ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ
- ・ 電源車～電源車接続口（制御建屋）～代替直流電源用切替盤～代替直流電源用変圧器～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備のうち、125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B, 125V 充電器盤 2A, 125V 充電器盤 2B, 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替直流電源設備による直流設備への給電で使用する設備のうち、電源車, 125V 代替蓄電池, 125V 代替充電器盤, 250V 蓄電池, 250V 充電器盤, 軽油タンク, ガスタービン発電設備軽油タンク, 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁, ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁, ホース, タンクローリ, 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路, 250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路, 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系 ～250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路及び電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系 ～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 14. 1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で直流電源が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・125V 代替充電器盤用電源車接続設備 (代替直流電源用切替盤, 代替直流電源用変圧器, 電源車接続口 (制御建屋)～代替直流電源用切替盤～代替直流電源用変圧器～125V 代替充電器盤電路)

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直流電源を確保するための手段として有効である。

c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合は、代替所内電気設備にて電路を確保し、常設代替交流電源設備, 号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、重大事故等が発生した場合において、共通要因で同時に機能を喪失することなく、少なくとも一

系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

代替所内電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.2 図に示す。

- ・ガスタービン発電機接続盤
- ・緊急用高圧母線 2F 系
- ・緊急用高圧母線 2G 系
- ・緊急用動力変圧器 2G 系
- ・緊急用低圧母線 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2C 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2D 系
- ・非常用高圧母線 2C 系
- ・非常用高圧母線 2D 系

(b) 重大事故等対処設備

代替所内電気設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系、緊急用交流電源切替盤 2D 系、非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

d. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による補給

重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、燃料補給設備により補給する手段がある。

燃料補給設備による補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ホース

- ・タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備

燃料補給設備による補給で使用する設備のうち、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁、ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 14. 1)

以上の重大事故等対処設備により、重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保し、必要な期間運転を継続することができる。

e. 手順等

上記「a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備」、「b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備」、「c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備」及び「d. 燃料補給のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整理する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1. 14. 1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第 1. 14. 2 表）。

さらに、他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する。

(添付資料 1. 14. 5)

1. 14. 2 重大事故等時の手順

1. 14. 2. 1 代替電源（交流）による対応手順

(1) 代替交流電源設備による給電

a. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合並びに外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電が見込めない場合に、発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる非常用高圧母線 2C 系（以下「M/C 2C 系」という。）及び非常用高圧母線 2D 系（以下「M/C 2D 系」という。）の電源を復旧する。M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作完了後、125V 充電器盤及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。

ガスタービン発電機は外部電源の喪失により自動起動し、M/C 2C 系及び M/C 2D 系の遮断器を操作することにより、ガスタービン発電機による給電を行う。ガスタービン発電機による給電ができず、号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通ができない場合は、電源車による給電を行う。

代替交流電源設備による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
4. 電源車

なお、優先 2 及び優先 3 の手順については「b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電」にて整備する。

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については「1. 14. 2. 4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

[ガスタービン発電機による給電の判断基準]

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合。

[電源車による給電の判断基準]

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により給電ができない場合並びにガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルによる給電ができない場合。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 14. 5 図に、概要図を第 1. 14. 6 図にタイムチャートを第 1. 14. 7 図及び第 1. 14. 8 図に示す。

[優先 1. ガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

- ①^a 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にガスタービン発電機の起動状態確認、緊急用高圧母線 2F 系（以下「M/C 2F 系」という。）、緊急用高圧母線 2G 系（以下「M/C 2G 系」という。）及び緊急用低圧母線 2G 系（以下「P/C 2G 系及び MCC 2G 系」という。）の受電状態確認並びに M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備開始を指示する。
- ②^a 中央制御室運転員 A 及び B は、ガスタービン発電機の起動状態及び M/C 2F 系及び M/C 2G 系受電状態を確認し、発電課長に起動及び受電が完了したことを報告する。
- ③^a 中央制御室運転員 A 及び B は、受電前準備として M/C 2C 系、非常用低圧母線 2C 系（以下「P/C 2C 系及び MCC 2C 系」という。）、M/C 2D 系及び非常用低圧母線 2D 系（以下「P/C 2D 系及び MCC 2D 系」という。）の動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチ（以下「CS」という。）を「停止」又は「引ロック」とし、発電課長に受電準備が完了したことを報告する。
- ④^a 発電課長は、運転員にガスタービン発電機による M/C 2C 系への受電開始を指示する。
- ⑤^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2C 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系の受電操作を実施する。
- ⑥^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑦^a 発電課長は、運転員に M/C 2F 系から M/C 2D 系への受電開始を指示する。
- ⑧^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電操作を実施する。
- ⑨^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。
125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1. 14. 2. 2. (1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操

作手順と同様である。

- ⑩^a 発電課長は、運転員に不要な交流電源負荷の切離しを指示する。
- ⑪^a 中央制御室運転員 A 及び B 並びに現場運転員 C 及び D は、不要な交流負荷の切離しを実施する。

(添付資料 1. 14. 3)

[優先 4. 電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

(原子炉建屋 の電源車接続口 (建屋内) を使用する場合 (原子炉建屋 の電源車接続口 (建屋外) を使用の場合は④^b, ⑤^b, ⑥^bを除く))

- ①^b 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備開始を指示する。
- ②^b 発電課長は、発電所対策本部へ電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電準備開始を依頼する。
- ③^b 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電準備開始を指示する。
- ④^b 重大事故等対応要員は、電源車接続口 (建屋内) へ電源車ケーブルを接続する場合は、発電所対策本部に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放依頼を連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑤^b 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、電源車接続口 (建屋内) へ電源車ケーブルを接続する場合は、運転員に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を指示する。
- ⑥^b 現場運転員 C 及び D は、発電課長に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を行い報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑦^b 中央制御室運転員 A 及び B は、受電前準備として M/C 2C 系, M/C 2D 系, P/C 2C 系及び P/C 2D 系の動的負荷自動起動防止のため CS を「停止」又は「引ロック」とする。
- ⑧^b 現場運転員 C 及び D は、受電前準備として MCC 2C 系及び MCC 2D 系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、発電課長に MCC 2C 系及び MCC 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑨^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「切」又は「切」確認を実施する。
- ⑩^b 重大事故等対応要員は、電源車を電源車接続口付近に配置し、電源車から電源車接続口までの間に電源車搭載のケーブルを敷設する。
- ⑪^b 重大事故等対応要員は、電源車接続口に電源車ケーブルを接続し、発電所対策本部に給電準備が完了したことを報告する。また、発電所対

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

策本部は発電課長に報告する。

- ⑫^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2G 系から M/C 2C 系へ給電するための遮断器を「入」、M/C 2G 系から M/C 2C 系を受電するための遮断器を「入」、M/C 2G 系から M/C 2D 系へ給電するための遮断器を「入」、M/C 2G 系から M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」及び電源車から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「入」とする。
- ⑬^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C 系から P/C 2C 系へ給電するための遮断器及び M/C 2D 系から P/C 2D 系へ給電するための遮断器の「入」確認を実施し、発電課長に M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑭^b 発電課長は、発電所対策本部へ電源車から M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電を依頼する。
- ⑮^b 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車から M/C 2G 系、M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電開始を指示する。
- ⑯^b 重大事故等対応要員は、電源車を起動し、発電所対策本部に M/C 2G 系、M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ報告する。
- ⑰^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2G 系、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。
- 125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1. 14. 2. 2. (1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

優先 1 のガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作は、中央制御室運転員 2 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電完了までの所要時間は 15 分以内で可能である。
- ・不要な交流負荷の切離し操作は、中央制御室運転員による操作は 5 分以内で可能であり、現場運転員による操作は 45 分以内で可能である。

(添付資料 1. 14. 3)

優先 4 の電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作は、中央制御室運転員 2 名、現場運転員 2 名、重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電完了までの所要時間は 125 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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.14.2-1)

b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

2 号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない場合において、号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して 3 号炉の非常用ディーゼル発電機から M/C 2C 系又は M/C 2D 系までの電路を構成し、3 号炉から給電することにより、発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

3 号炉の非常用ディーゼル発電機から M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電する手段として、3 号炉の非常用高压母線 C 系（以下「3 号 M/C 3C 系」という。）又は非常用高压母線 D 系（以下「3 号 M/C 3D 系」という。）から M/C 2F 系間に常設された号炉間電力融通ケーブル（常設）により給電する。

3 号 M/C 3C 系又は 3 号 M/C 3D 系から M/C 2F 系間の号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合は、屋外（保管エリア）に配備する号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して、3 号 M/C 3C 系又は 3 号 M/C 3D 系から M/C 2G 系間にケーブルを敷設し、M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電の判断基準]

2 号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない状況において、3 号炉の非常用ディーゼル発電機 (A) 系又は非常用ディーゼル発電機 (B) 系が健全で電力融通が可能な場合。

[号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電の判断基準]

2 号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電ができない状況において、3 号炉の非常用ディーゼル発電機 (A) 系又は非常用ディーゼル発電機 (B) 系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に、概要図を第 1.14.9

図に、タイムチャートを第 1. 14. 10 図及び第 1. 14. 11 図に示す。

[優先 2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

- ①^a 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2F 系、M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備を指示する。
- ②^a 中央制御室運転員 A 及び B は、受電前準備としてガスタービン発電機から M/C 2F 系を受電するための遮断器、M/C 2F 系から M/C 2C 系へ給電するための遮断器、M/C 2F 系から M/C 2D 系へ給電するための遮断器、3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器及び 3 号 M/C 3D 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器を「切」又は「切」確認する。
- ③^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C 系、M/C 2D 系、P/C 2C 系及び P/C 2D 系の動的負荷自動起動防止のため CS を「停止」又は「引ロック」とし、発電課長に M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ④^a 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系の給電準備を指示する。
- ⑤^a 3 号炉中央制御室運転員 A は、3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施し、3 号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。また、3 号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑥^a 発電課長は、運転員及び 3 号炉発電課長へ号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2F 系への給電開始を指示する。
- ⑦^a 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2F 系への給電を指示する。
- ⑧^a 3 号炉中央制御室運転員 A は、3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系へ給電するための遮断器を「入」とし、3 号炉発電課長に M/C 2F 系への給電が完了したことを報告する。また、3 号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑨^a 発電課長は、運転員に 3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系への受電開始を指示する。
- ⑩^a 中央制御室運転員 A 及び B は、3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器を「入」とし、発電課長に M/C 2F 系の受電が完了したことを報告する。
- ⑪^a 発電課長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した M/C

2C 系及び M/C 2D 系への受電開始を指示する。

- ⑫^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電するための遮断器を「入」とする。
- ⑬^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電操作を実施する。
- ⑭^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1. 14. 2. 2. (1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操作手順と同様である。

[優先 3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

- ①^b 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2G 系、M/C 2C 系及び M/C 2D 系への受電準備を指示する。
- ②^b 発電課長は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び電路構成を依頼する。
- ③^b 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系への受電準備開始を指示する。
- ④^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C 系、M/C 2D 系、P/C 2C 系及び P/C 2D 系の動的負荷自動起動防止のため CS を「停止」又は「引ロック」とする。
- ⑤^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2G 系へ給電するための遮断器及び M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器の「切」又は「切」確認する。
- ⑥^b 中央制御室運転員 A 及び B は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により M/C 2G 系を受電するための遮断器の「切」を確認し、発電課長に M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑦^b 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電準備を指示する。
- ⑧^b 3 号炉中央制御室運転員 A は、3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系

の運転継続に、不要な負荷の停止操作を実施する。

- ⑨^b 3号炉中央制御室運転員 A は、3号 M/C 3C 系から M/C 2G 系へ給電するための遮断器及び3号 M/C3C 系から M/C2F 系へ給電するための遮断器の「切」を確認し、3号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。また、3号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑩^b 重大事故等対応要員は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を保管エリアから2号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口又は3号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口付近に配備し、2号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口及び3号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口間に、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を敷設する。
- ⑪^b 重大事故等対応要員は、2号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口及び3号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を接続する。
- ⑫^b 重大事故等対応要員は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への受電準備が完了したことを、報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑬^b 発電課長は、運転員及び3号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2G 系への給電開始を指示する。
- ⑭^b 3号炉発電課長は、3号炉運転員に3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2G 系への給電開始を指示する。
- ⑮^b 3号炉現場運転員 B 及び C は、3号 M/C 3C 系にて回路構成を実施し、発電課長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑯^b 3号炉中央制御室運転員 A は、3号 M/C 3C 系から M/C 2G 系へ給電するための遮断器を「入」とし、3号炉発電課長に M/C 2G 系への給電が完了したことを報告する。また、3号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑰^b 中央制御室運転員 A 及び B は、3号 M/C 3C 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「入」とし、発電課長に M/C 2G 系の受電が完了したことを報告する。
- ⑱^b 発電課長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号 M/C 3C 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系への受電開始を指示する。
- ⑲^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2G 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電するための遮断器を「入」とする。
- ⑳^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2G 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電操作を実施する。
- ㉑^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並び

にM/C 2D系，P/C 2D系及びMCC 2D系の受電状態に異常がないことを確認後，発電課長に受電が完了したことを報告し，125V充電器盤2A，125V充電器盤2B及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。125V充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については，「1.14.2.2.(1)b.所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

優先2.の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C 2C系及びM/C 2D系受電操作は，2号炉中央制御室運転員2名及び3号炉中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C 2C系又はM/C 2D系受電完了までの所要時間は30分以内で可能である。

優先3.の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C 2C系及びM/C 2D系受電操作は，2号炉中央制御室運転員2名，3号炉中央制御室運転員1名，3号炉現場運転員2名及び重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C 2C系及びM/C 2D系受電完了までの所要時間は225分以内で可能である。

なお，号炉間電力融通ケーブル（常設）については，M/C 2F系と3号M/C 3C系間及びM/C 2F系と3号M/C 3D系間に常時敷設されている。

また，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は屋外（第2保管エリア）に配備されており，円滑に2号炉及び3号炉間にケーブルを敷設することが可能である。

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。

（添付資料 1.14.2-2）

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

(1) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失，常設代替交流電源設備，号炉間電力融通設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合，125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bにより，24時間にわたり直流母線へ給電する。

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後，充電器を經由した直流母

線（125V 直流主母線盤）への給電から，125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による直流母線（125V 直流主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。全交流動力電源喪失から 1 時間後，125V 直流主母線盤の不要な負荷を中央制御室の遠隔操作にて切離しを実施する。全交流動力電源喪失から 8 時間後，更に不要な負荷を現場にて切り離すことで，24 時間にわたり直流母線へ給電する。

所内常設蓄電式直流電源設備から直流母線へ給電している 24 時間以内に，常設代替交流電源設備，号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備により MCC 2C 系及び MCC 2D 系を受電し，125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B の直流電源の機能を回復させる。

なお，蓄電池を充電する際は水素ガスが発生するため，蓄電池室の換気を確保した上で蓄電池の回復充電を実施する。

また，常設代替交流電源設備，号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備により MCC 2C 系及び MCC 2D 系の受電完了後は，中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧確認を行う。

a. 手順着手の判断基準

[125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電の判断基準]

全交流動力電源喪失により，125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B の交流入力電源の喪失が発生した場合。

[125V 充電器盤 2A，125V 充電器盤 2B の受電及び中央制御室監視計器の復旧の判断基準]

全交流動力電源喪失時に，常設代替交流電源設備，号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備により，MCC 2C 系及び MCC 2D 系の受電が可能となった場合。

b. 操作手順

所内常設蓄電式直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に，概要図を第 1.14.12 図及び第 1.14.14 図に，タイムチャートを第 1.14.13 図及び第 1.14.15 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電が開始され，125V 直流主母線盤 2A 電圧，125V 直流主母線盤 2B 電圧，125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し，発電課長に給電が完了したことを報告する。
- ③ 発電課長は，125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による直流母線への給電が全交流動力電源喪失から 1 時間経過後に，遠隔操作により不要な直

流負荷の切離しを指示する。

- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御盤にて不要な直流負荷の切離し操作を実施し、125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2B の異常がないことを確認後、発電課長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。
- ⑤ 発電課長は、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による直流母線への給電が全交流動力電源喪失から 8 時間経過後に、現場操作により不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、現場にて 125V 直流主母線盤及び 125V 直流分電盤の不要な直流負荷の切離し操作を実施し、発電課長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。
- ⑦ 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に蓄電池による給電開始から 24 時間以内に、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による MCC 2C 系及び MCC 2D 系への受電完了後、交流電源による 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B の受電準備開始を指示する。
- ⑧ 発電課長は、運転員に 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が受電されていることを確認するよう指示する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が受電されたことを、125V 直流主母線盤 2A 電圧、125V 直流主母線盤 2B 電圧、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑩ 発電課長は、運転員に DC125V バッテリ室 (A) 及び DC125V バッテリ室 (B) における蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、計測制御電源室 (A) 空調及び計測制御電源室 (B) 空調を起動し、DC125V バッテリ室 (A) 及び DC125V バッテリ室 (B) の換気を指示する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、計測制御電源室 (A) 空調及び計測制御電源室 (B) 空調の CS を「入」とし、発電課長に DC125V バッテリ室 (A) 及び DC125V バッテリ室 (B) の換気を実施したことを報告する。
- ⑫ 発電課長は、運転員に中央制御室監視計器の復旧確認を指示する。
- ⑬ 中央制御室運転員 A は、中央制御盤にて中央制御室監視計器が復旧されていることを状態表示により確認し、発電課長に復旧が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から不要な直流負荷の切離し操作は、1

時間負荷は5分以内で可能であり、8時間負荷は60分以内で可能である。

(添付資料 1.14.4)

- ・常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による125V充電器盤2A、125V充電器盤2B及び中央制御室監視計器の復旧は、20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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.14.2-3)

(2) 常設代替直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、125V代替蓄電池及び250V蓄電池により、直流電源を必要な機器へ給電する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合。

b. 操作手順

常設代替直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.5図に、概要図を第1.14.16図及び第1.14.17図に、タイムチャートを第1.14.18図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に125V代替蓄電池による125V直流主母線盤2B-1及び125V直流主母線盤2A-1への給電開始を指示する。
- ② 現場運転員Bは、125V直流主母線盤2Bから125V直流主母線盤2B-1を受電するための遮断器を「切」とする。
- ③ 現場運転員Bは、125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2B-1を受電するための遮断器を「入」とし、125V直流主母線盤2B-1電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ④ 発電課長は、運転員に125V直流電源切替盤2Bにて125V直流主母線盤2Bの負荷を、125V直流主母線盤2B-1からの給電へ切替えを指示する。
- ⑤ 現場運転員Bは、125V直流電源切替盤2Bにて必要負荷を125V直流主母線盤2B給電から125V直流主母線盤2B-1給電へ切替操作を実施し、発電課長に切替えが完了したことを報告する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に125V直流主母線盤2A-1又は125V直流主母線盤2B-1にて、現場操作により不要な直流負荷の切離しを指示する。

- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、現場にて 125V 直流主母線盤 2A-1 又は 125V 直流主母線盤 2B-1 の不要な直流負荷の切離し操作を実施し、発電課長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。
- ⑧ 発電課長は、運転員に 125V 直流主母線盤 2A-1 への給電開始を指示する。
- ⑨ 現場運転員 B は、125V 直流主母線盤 2A から 125V 直流主母線盤 2A-1 を受電するための遮断器を「切」とする。
- ⑩ 現場運転員 B は、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤 2A-1 を受電するための遮断器を「入」とし、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑪ 発電課長は、運転員に 125V 直流電源切替盤 2A にて 125V 直流主母線盤 2A の負荷を 125V 直流主母線盤 2A-1 からの給電へ切替えを指示する。
- ⑫ 現場運転員 B は、125V 直流電源切替盤 2A にて必要負荷を 125V 直流主母線盤 2A 給電から 125V 直流主母線盤 2A-1 給電へ切替操作を実施し、発電課長に切替えが完了したことを報告する。
- ⑬ 発電課長は、運転員に 250V 蓄電池からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、250V 蓄電池による給電が開始され、250V 直流主母線盤電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。
- ⑮ 発電課長は、全交流動力電源喪失から 1 時間経過後に、遠隔操作により不要な 250V 直流負荷の切離しを指示する。
- ⑯ 中央制御室運転員 A は、中央制御盤にて不要な 250V 直流負荷の切離し操作を実施し、250V 直流主母線盤の異常がないことを確認後、発電課長に不要な 250V 直流負荷の切離しが完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、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所要時間は以下のとおり。

- ・ 125V 蓄電池 2A-1, 125V 蓄電池 2B-1 及び 250V 蓄電池から不要な直流負荷の切離し操作は、1 時間負荷は 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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1. 14. 2-4)

(3) 可搬型代替直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V

代替蓄電池，125 V 代替充電器盤，250V 蓄電池及び 250 V 充電器盤）により直流電源を必要な機器へ給電する。

また，上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については，「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後，常設代替直流電源設備により給電する場合において，24 時間以内に常設代替交流電源設備，号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合。

b. 操作手順

可搬型代替直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に，概要図を第 1.14.19 図及び第 1.14.20 図に，タイムチャートを第 1.14.21 図に示す。

- ① 運転員は，可搬型代替直流電源設備による給電に先立ち，「1.14.2.2(2)b. 常設代替直流電源設備による給電」の操作手順を実施する。
- ② 発電課長は，運転員に電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電開始を指示する。
- ③ 発電課長は，発電所対策本部へ電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電開始を依頼する。
- ④ 発電所対策本部は，重大事故等対応要員に電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電開始を指示する。
- ⑤ 運転員及び重大事故等対応要員は，125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電に先立ち，「1.14.2.3(1)a.(b)（優先 4. 電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合④^d～⑭^d）」の操作手順を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は，125V 直流主母線盤 2A-1 電圧，125V 直流主母線盤 2B-1 電圧及び 250V 直流主母線盤電圧の指示値が規定電圧であることを確認し，発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑦ 発電課長は，運転員に DC125V 代替バッテリー室及び DC250V バッテリー室における蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため，計測制御電源室 (A) 空調を起動し，DC125V 代替バッテリー室及び DC250V バッテリー室の換気を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は，計測制御電源室 (A) 空調の電源を MCC 2C 系から MCC 2G 系への切替えを実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は，計測制御電源室 (A) 空調を起動し，発電課長に 125V 代替蓄電池室の換気を実施したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備による 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤の受電完了は 130 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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.14.2-4)

(4) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合で、かつ電源車から代替所内電気設備を経由し 125V 代替充電器盤による直流電源の給電ができない場合に、電源車を 125V 代替充電器盤用電源車接続設備に接続し、125V 代替充電器盤へ給電する。

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、24 時間以内に常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合において、電源車から代替所内電気設備を経由し 125V 代替充電器盤による給電ができない場合。

b. 操作手順

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に、概要図を第 1.14.22 図に、タイムチャートを第 1.14.23 図に示す。

(制御建屋 の電源車接続口 (建屋内) を使用する場合 (制御建屋 の電源車接続口 (建屋外) を使用の場合は⑤、⑥、⑦を除く))

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車、125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤への給電準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電準備を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電に先立ち「1.14.2.2(2). b 常設代替直流電源設備による給電②～⑫」の手順を実施する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、電源車接続口（建屋内）へ電源車ケーブルを接続する場合は、発電所対策本部に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放依頼を連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑥ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、電源車接続口（建屋内）へ電源車ケーブルを接続する場合は、運転員に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、発電課長に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を行い報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、電源車を電源車接続口付近に配置し、電源車から電源車接続口までの間に電源車搭載のケーブルを敷設する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、電源車接続口に電源車ケーブルを接続し、発電所対策本部に給電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑩ 現場運転員 B 及び C は、MCC 2G 系から 125V 代替充電器盤へ給電するための遮断器を「切」とし、発電課長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑪ 発電課長は、発電所対策本部へ電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電を依頼する。
- ⑫ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電開始を指示する。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、電源車を起動し、発電所対策本部に代替直流電源用切替盤へ給電が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑭ 発電課長は、運転員に電源車から代替直流電源用切替盤の受電開始を指示する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、電源車から代替直流電源用切替盤を受電するための遮断器を「入」とし、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑯ 発電課長は、運転員に電源車から代替直流電源用切替盤を経由し 125V 代替充電器盤の受電開始を指示する。
- ⑰ 現場運転員 B 及び C は、代替直流電源用切替盤から 125V 代替充電器盤を受電するための遮断器を「入」とし、125V 代替充電器盤出力電圧が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電されたことを報告する。
- ⑱ 中央制御室運転員 A は、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に異常のないことを報告する。
- ⑲ 発電課長は、運転員へ 125V 代替蓄電池の遮断器の「切」を指示する。

- ⑳ 現場運転員 B 及び C は、125V 代替充電器盤の 125V 代替蓄電池へ給電するための遮断器を「切」とし、125V 代替充電器盤出力電圧が規定電圧であることを確認し、発電課長に 125V 代替蓄電池の切離しが完了したことを報告する。
- ㉑ 中央制御室運転員 A は、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に異常のないことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤の受電完了は 140 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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1. 14. 2-5)

1. 14. 2. 3 代替所内電気設備による対応手順

(1) 代替所内電気設備による給電

- a. ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電

非常用所内電気設備である M/C 2C 系及び M/C 2D 系が機能喪失した場合に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車から代替所内電気設備へ給電することで、発電用原子炉の冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

代替交流電源設備による P/C2G 系及び MCC2G 系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
4. 電源車

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については「1. 14. 2. 4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

非常用所内電気設備である M/C 2C 系及び M/C 2D 系が同時に機能喪失した

場合で、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備から P/C 2G 系及び MCC 2G 系への給電が可能な場合。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に、概要図を第 1.14.24 図に、タイムチャートを第 1.14.25 図から第 1.14.28 図に示す。

[優先 1. ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合]

- ①^a 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にガスタービン発電機自動起動により、M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系が受電されていることを確認するよう指示する。
- ②^a 中央制御室運転員 A は、M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系が受電されていることを確認し、発電課長に受電されたことを報告する。
- ③^a 発電課長は、運転員に 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の負荷の切替操作を指示する。
- ④^a 中央制御室運転員 A は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の各負荷を「代替所内電気設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑤^a 中央制御室運転員 A は、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

[優先 2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合]

- ①^b 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2F 系の受電準備を指示する。
- ②^b 中央制御室運転員 A は、受電前準備として、ガスタービン発電機から M/C 2F 系を受電するための遮断器、3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器、3 号 M/C 3D 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器、M/C 2F 系から M/C 2C 及び M/C 2D 系へ給電するための遮断器及び M/C 2F 系から M/C 2G 系へ給電する遮断器の「切」又は「切」確認し、発電課長に受電準備が完了したことを報告する。

- ③^b 3号炉発電課長は、3号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系によるM/C 2F系の給電準備を指示する。
- ④^b 3号炉中央制御室運転員Aは、3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施し、3号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。また、3号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑤^b 発電課長は、運転員及び3号炉発電課長へ号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系によるM/C 2F系への給電開始を指示する。
M/C 2F系の給電手順については、「1.14.2.1(1)b. (b) 優先2.号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系によるM/C 2C系又はM/C 2D系受電の場合」の⑦^a～⑩^a操作手順と同様である。
- ⑥^b 発電課長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C 2G系への受電開始を指示する。
- ⑦^b 中央制御室運転員Aは、M/C 2F系からM/C 2G系を給電するための遮断器を「入」とし、M/C 2G系、P/C 2G系及びMCC 2G系の受電操作を実施する。
- ⑧^b 中央制御室運転員Aは、M/C 2G系、P/C 2G系及びMCC 2G系の受電状態に異常がないことを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑨^b 発電課長は、運転員に460V原子炉建屋交流電源切替盤2C又は460V原子炉建屋交流電源切替盤2D、460V原子炉建屋交流電源切替盤2G及び120V原子炉建屋交流電源切替盤2Gの負荷の切替操作を指示する。
- ⑩^b 中央制御室運転員Aは、460V原子炉建屋交流電源切替盤2C又は460V原子炉建屋交流電源切替盤2D、460V原子炉建屋交流電源切替盤2G及び120V原子炉建屋交流電源切替盤2Gの各負荷を「代替所内電機設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑪^b 中央制御室運転員Aは、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

[優先3.号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の場合]

- ①^c 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び3号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系によるM/C 2G系への受電準備開始を指示する。

- ②° 発電課長は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び電路構成を依頼する。
- ③° 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2G 系への受電準備開始を指示する。
- ④° 中央制御室運転員 A は、M/C 2G 系の受電準備として、M/C 2F 系から M/C 2G 系へ給電するための遮断器及び M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器、M/C 2G 系から M/C2C 及び M/C2D 系へ給電するための遮断器の「切」又は「切」確認する。
- ⑤° 中央制御室運転員 A は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により M/C 2G 系を受電するための遮断器の「切」を確認し、発電課長に M/C 2G 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥° 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2G 系への給電準備開始を指示する。
- 3 号炉の給電準備及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設手順については、「1. 14. 2. 1(1)b. (b) 優先 3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の場合」の⑧^b～⑪^b 操作手順と同様である。
- ⑦° 重大事故等対応要員は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による M/C 2G 系への受電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑧° 発電課長は、運転員及び 3 号炉発電課長へ号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2G 系への給電開始を指示する。
- M/C 2G 系の給電手順については、「1. 14. 2. 1(1)b. (b) 優先 3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合」の⑭^b～⑰^b 操作手順と同様である。
- ⑨° 中央制御室運転員 A は、M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電状態に異常がないことを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑩° 発電課長は、運転員に 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 又は 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の負荷の切替操作を指示する。
- ⑪° 中央制御室運転員 A は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 又は 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の各負荷を「代替所内電機設備

側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。

- ⑫^c 中央制御室運転員 A は、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

[優先 4. 電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合]

(原子炉建屋 の電源車接続口 (建屋内) を使用する場合 (原子炉建屋 の電源車接続口 (建屋外) を使用の場合は④^b, ⑤^b, ⑥^bを除く))

- ①^d 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電準備開始を指示する。
- ②^d 発電課長は、発電所対策本部へ電源車による M/C 2G 系への給電準備開始を依頼する。
- ③^d 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車から M/C 2G 系への給電準備開始を指示する。
- ④^d 重大事故等対応要員は、電源車接続口 (建屋内) へ電源車ケーブルを接続する場合は、発電所対策本部に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放依頼を連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑤^d 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、電源車接続口 (建屋内) へ電源車ケーブルを接続する場合は、運転員に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を指示する。
- ⑥^d 現場運転員 B 及び C は、発電課長に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を行い報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑦^d 中央制御室運転員 A は、M/C 2G 系にて、M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「切」又は「切」確認を実施し、発電課長に M/C 2G 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑧^d 重大事故等対応要員は、電源車を電源車接続口付近に配置し、電源車から電源車接続口までの間に電源車搭載のケーブルを敷設する。
- ⑨^d 重大事故等対応要員は、電源車接続口にて、電源車ケーブルを接続し、発電所対策本部に給電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑩^d 発電課長は、発電所対策本部へ電源車から M/C 2G 系へ給電を依頼する。
- ⑪^d 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車から M/C 2G 系への給電開始を指示する。
- ⑫^d 重大事故等対応要員は、電源車を起動し、発電所対策本部に M/C 2G 系へ給電したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ⑬^d 発電課長は、運転員に M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系へ受電開始を指示する。
- ⑭^d 中央制御室運転員 A は、電源車から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系が受電されたことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑮^d 発電課長は、運転員に 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の負荷の切替操作を指示する。
- ⑯^d 中央制御室運転員 A は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の各負荷を「代替所内電気設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑰^d 中央制御室運転員 A は、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

(c) 操作の成立性

優先 1. のガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電完了までの所要時間は 15 分以内で可能である。

優先 2. の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、2 号炉中央制御室運転員 1 及び 3 号炉中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電完了までの所要時間は 35 分以内で可能である。

優先 3. の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、2 号炉中央制御室運転員 1 名、3 号炉中央制御室運転員 1 名、3 号炉現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電完了までの所要時間は 225 分以内で可能である。

優先 4. の電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名、重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電完了までの所要時間は 130 分以内で可能である。

(添付資料 1.14.2-6)

1.14.2.4 燃料の補給手順

- (1) 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給
重大事故等の対処に必要な電源車、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、熱交換器ユニット、可搬型窒素ガス供給装置及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）に燃料を補給する。

上記設備に燃料を補給するため、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクとタンクローリをホースで接続し、タンクローリへ軽油の補給を行う。

なお、補給する軽油は、復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。

また、非常用ディーゼル発電機により重大事故等の対処に必要な電源が確保されている場合は、停止しているガスタービン発電機が接続されているガスタービン発電設備軽油タンクの軽油を使用する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な電源車、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、熱交換器ユニット、可搬型窒素ガス供給装置及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を使用する場合。

b. 操作手順

軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの軽油補給手順の概要（軽油タンク（A）又はガスタービン発電設備軽油タンク（A）使用）は以下のとおりである。

（軽油タンク（B）～（F）及びガスタービン発電設備軽油タンク（B）、（C）を使用する手順も同様。）

概要図を第 1.14.29 図及び第 1.14.30 図に、タイムチャートを第 1.14.31 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、プラント状況からタンクローリへの軽油補給に使用するタンク（軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンク）を決定し、重大事故等対応要員にタンクローリへの軽油補給の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、補給活動に必要な装備品・資機材を準備し、タ

ンクローリ保管場所へ移動する。

[軽油タンク (A) から補給する場合]

- ③^a 重大事故等対応要員は、補給先に指定されたタンクへ移動し、D/G (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁の閉止フランジを取り外し、専用接続金具を取り付ける。
- ④^a 重大事故等対応要員は、専用接続金具を取り付けた後、ホースを接続する。
- ⑤^a 重大事故等対応要員は、D/G (A) 軽油タンク (A) 出口弁の「閉」及びD/G (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁の「開」とする。
- ⑥^a 重大事故等対応要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、タンクローリの吸入元弁を「開」とし、車両付ポンプを作動させ、軽油タンク (A) からタンクローリへの補給を開始する。
- ⑦^a 重大事故等対応要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し、タンク内の満タンを確認後、タンクローリの吸入元弁及びD/G (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁を「閉」操作し、発電所対策本部に軽油タンクからタンクローリへの補給が完了したことを報告する。
- ⑧^a 重大事故等対応要員は、「1. 14. 2. 4(2)タンクローリから各機器への補給」で消費した後のタンクローリの油量を確認し、定格負荷運転時の補給間隔を目安に、上記手順④^aから⑧^aを繰り返す。

[ガスタービン発電設備軽油タンク (A) から補給する場合。]

- ③^b 重大事故等対応要員は、補給先に指定されたタンクへ移動し、GTG (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁の閉止フランジを取り外し、専用接続金具を取り付ける。
- ④^b 重大事故等対応要員は、専用接続金具を取り付けた後、ホースを接続する。
- ⑤^b 重大事故等対応要員は、GTG (A) 軽油タンク (A) 出口弁の「閉」及びGTG (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁の「開」とする。
- ⑥^b 重大事故等対応要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、タンクローリの吸入元弁を「開」とし、車両付ポンプを作動させ、GTG 軽油タンク (A) からタンクローリへの補給を開始する。
- ⑦^b 重大事故等対応要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し、タンク内の満タンを確認後、タンクローリの吸入元弁及びGTG (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁を「閉」操作し、発電所対策本部に軽油タンクからタンクローリへの補給が完了したことを報告する。
- ⑧^b 重大事故等対応要員は、「1. 14. 2. 4(2)タンクローリから各機器への補給」で消費した後のタンクローリの油量を確認し、定格負荷運転時の補給間隔を目安に、上記手順④^bから⑦^bを繰り返す。

c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ 1 台当たり重大事故等対応要員 2 名で作業を実施した場合、タンクローリへの補給完了までの所要時間は 140 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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.14.2-7)

(2) タンクローリから各機器への補給

タンクローリから各機器への補給は 2 台で行うこととしており、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットに対してタンクローリ 1 台、電源車に対してタンクローリ 1 台で補給することとしている。

重大事故等の対処に必要な電源車、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットに対して、タンクローリを用いて燃料の補給を行う。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な電源車、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットの燃料保有量及び燃費からあらかじめ算出した補給時間^{※1}となった場合。

※1：補給間隔は以下のとおりであり、各設備の燃料が枯渇するまでに補給することを考慮して作業に着手する。ただし、以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃費から燃料が枯渇する前に補給することとし、同一箇所での作業が重複する際は適宜、補給間隔を考慮して作業を実施する。

- ・電源車 : 運転開始後約 2 時間
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I） : 運転開始後約 5 時間
- ・熱交換器ユニット : 運転開始後約 15 時間
- ・可搬型窒素ガス供給装置 : 運転開始後約 17 時間

b. 操作手順

タンクローリから各機器への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.14.32 図に、タイムチャートを第 1.14.33 図及び第 1.14.34 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、プラント状況から補給が必要な機器を判断し、重大事故等対応要員に各機器への補給の開始を指示する。

- ② 重大事故等対応要員は、対象の設備の近傍まで移動し、補給のためタンクローリーの補給前準備を行い、必要な距離分の補給ホースを引き出す。
- ③ 重大事故等対応要員は、タンクローリーから対象の設備へ補給するため、車両付ポンプを作動させる。
- ④ 重大事故等対応要員は、対象の設備の燃料タンクの蓋及びタンクローリーの吸入元弁を「開」とし、補給ノズルレバーを握り、タンクローリーによる補給対象設備への補給を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、対象の設備の補給状態を目視で確認し、必要量の補給完了を確認後、補給ノズルレバーを開放し、タンクローリーによる補給対象設備への補給を完了する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、発電所対策本部に補給対象機器への補給が完了したことを報告する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、タンクローリーの油量を確認し、定格負荷運転時の燃料補給間隔を目安に、以降「1. 14. 2. 4 (1)b. 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリーへの軽油補給」手順④^aから⑧^a又は④^bから⑧^b、及び「1. 14. 2. 4 (2)b. タンクローリーから各機器への補給」手順②から⑤を繰り返す。

c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリー 1 台当たり重大事故等対応要員 2 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・タンクローリーにて補給対象設備へ補給する場合：45 分（1 台あたり）

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。

なお、各設備の燃料が枯渇しないよう以下の時間までに補給を実施する。

- ・電源車の燃費は、定格容量にて約 100L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 2.5 時間。
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）の燃費は、定格容量にて約 188L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 5.2 時間。
- ・熱交換器ユニットの燃費は、定格容量にて約 56L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 16 時間。
- ・可搬型窒素ガス供給装置の燃費は、定格容量にて約 44L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 18 時間。

また、多くの補給対象設備が必要となる事象（全交流動力電源喪失及び全直流電源喪失）を想定した場合、事象発生後 7 日間、それらの設備（電源車、大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器ユニット）の運転継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約 92kL であり、軽油タンク（約 660kL）又はガス

タービン発電設備用軽油タンク（約 330kL）から燃料補給が供給可能であるため、事象発生後 7 日間対応可能である。

（添付資料 1. 14. 2-8）

1. 14. 2. 5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 非常用交流電源設備による給電

非常用ディーゼル発電機が健全な場合、自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による作動、又は中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機を起動し、非常用高圧母線に給電する。

非常用ディーゼル発電機の運転により消費された燃料は、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンクの油面が規定値以下まで低下すると非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプが自動起動し、軽油タンクから非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプが自動停止する。

a. 手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又は M/C 2C 系又は M/C 2D 系の電圧がないことを確認した場合。

b. 操作手順

非常用交流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 14. 35 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に非常用交流電源設備による給電開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、非常用ディーゼル発電機が自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により自動起動し、受電遮断器が投入されたことを確認する。あるいは、中央制御室から手動操作により非常用ディーゼル発電機を起動し、受電遮断器を投入する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、非常用高圧母線へ給電が開始されたことを M/C 電圧指示値の上昇及び非常用 D/G 電力指示値の上昇により確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。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。

(2) 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合、自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）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スプ

レイ系ディーゼル発電機を起動し、非常用高圧母線 2H（以下「M/C 2H 系」という。）に給電する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転により消費された燃料は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンクの油面が規定値以下まで低下すると高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプが自動起動し、軽油タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプが自動停止する。

a. 手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又は M/C 2H 系の電圧がないことを確認した場合。

b. 操作手順

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 14. 36 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により自動起動し、受電遮断器が投入されたことを確認する。あるいは、中央制御室から手動操作により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、受電遮断器を投入する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、M/C 2H 系へ給電が開始されたことを M/C 電圧指示値の上昇及び高圧炉心スプレイ系 D/G 電力指示値の上昇により確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。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。

(3) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備が健全な場合、外部電源及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線（125V 直流主母線盤 2H）への給電から、125V 蓄電池 2H による直流母線（125V 直流主母線盤 2H）への給電に自動で切り替わることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、125V 充電器盤 2H の交流入力電源の喪失が発生した場合。

b. 操作手順

125V 蓄電池 2H による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.14.37 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に 125V 蓄電池 2H からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、125V 充電器 2H による給電が停止したことを M/C 2H 電圧にて確認し、125V 蓄電池 2H による給電が開始され、125V 直流主母線盤 2H 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

125V 蓄電池 2H からの給電は、中央制御室運転員 1 名にて直流母線（125V 直流主母線盤 2H）へ自動で給電されることを確認する。中央制御室での電圧確認であるため、速やかに対応できる。

1.14.2.6 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.14.38 図及び第 1.14.39 図に示す。

(1) 代替電源（交流）による対応手段

全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための給電手段として、ガスタービン発電機及び電源車による給電並びに号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通による給電がある。

短期的には、低圧代替注水として用いる復水補給水系への給電、中長期的には、発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系の給電が主な目的となることから、これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり、かつ短時間で給電が可能であるガスタービン発電機による給電を優先する。

優先 1 のガスタービン発電機からの給電ができず 3 号炉の非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な場合は、優先 2 の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した電力融通を行う。

ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電ができない場合は、優先 3 の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した電力融通を行う。

ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電ができない場合は、優先 4 の電源車から給電する。

なお、号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通を行う場合は、電源を供給する3号炉の発電用原子炉の冷却状況、非常用ディーゼル発電機の運転状況及び電源を受電する2号炉の受電体制を確認した上で実施する。

上記の優先1から優先4までの給電手順を連続して実施した場合、125V充電器盤の受電まで約6時間35分以内で実施可能であり、所内常設蓄電式直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始する。

(2) 代替電源（直流）による対応手段

全交流動力電源喪失時、直流母線への給電ができない場合の対応手段として、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び125V代替充電器盤用電源車接続設備がある。

原子炉圧力容器への注水で用いる原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系、発電用原子炉の減圧で用いる自動減圧系、原子炉格納容器内の減圧及び除熱で用いる原子炉格納容器フィルタベント系への給電が主な目的となる。短時間で電力供給が可能であり、長期間にわたる運転を期待できる手段から優先して準備する。

全交流動力電源の喪失により125V充電器盤を経由した125V直流主母線盤への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間は、125V蓄電池2A、125V蓄電池2Bを使用することで24時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転、及び自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。

全交流動力電源喪失後、125V蓄電池2A、125V蓄電池2Bによる給電ができない場合は、125V代替蓄電池、250V蓄電池を使用することで24時間にわたり高圧代替注水系の運転、低圧代替注水系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。

全交流動力電源喪失後、24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は、可搬型代替直流電源設備又は125V代替充電器盤用電源車接続設備を用いて直流電源母線へ給電するが、短時間で給電可能な可搬型代替直流電源設備を優先して準備する。

代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合には、125V充電器盤を受電して直流電源の機能を回復させる。

第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

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	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 原子炉補機冷却水系※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 重大事故等対処設備	非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C(D) 母線受電」
			軽油タンク		
		高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2H 系電路 高圧炉心スプレイ系補機冷却水系※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 重大事故等対処設備	非常時操作手順書 (設備別) 「M/C H 母線受電」
			軽油タンク		
		高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2H ※2 125V 充電器盤 2H 125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H～125V 直流主母線盤 2H 電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 (設備別) 「EOP (交流電源喪失 PR/A)」

※1 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。

※2 125V 蓄電池 2H からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/4)

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
代替電源 (交流)	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C (D) 母線受電」
		可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース タンクローリ	重大事故等対処設備 重大事故等対応要領書 「M/C C (D) 母線受電」
		号炉間電力融通設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (常設) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) 号炉間電力融通ケーブル (常設)～非常用高圧母線 2C 系又は非常用高圧母線 2D 系電路 号炉間電力融通ケーブル (可搬型)～非常用高圧母線 2C 系又は非常用高圧母線 2D 系電路	自主対策設備 非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C (D) 母線受電」 重大事故等対応要領書 「M/C C (D) 母線受電」
代替電源 (直流)	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2A ※1 125V 蓄電池 2B ※1 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (設備別) 「125V 蓄電池 2A (2B) の不要負荷切り離し」
		常設代替直流電源設備による給電	125V 代替蓄電池 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 250V 蓄電池 250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 非常時操作手順書 (設備別) 「250V 蓄電池による 250V 直流主母線盤への給電」

※1 125V 蓄電池 2A・2B からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (3/4)

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
代替電源 (直流)	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 所内常設蓄電式直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	可搬型代替直流電源設備による給電	<p>電源車 125V 代替蓄電池 125V 代替充電器盤 250V 蓄電池 250V 充電器盤 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース タンクローリ 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系 ～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系～250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路</p>	<p>非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 非常時操作手順書 (設備別) 「250V 蓄電池による 250V 直流主母線盤への給電」 重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充電器盤および 250V 充電器盤への給電 (G 母線接続)」</p>
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 所内常設蓄電式直流電源設備 (常設直流電源系統喪失, 可搬型交流電源設備の電源車から給電喪失)	125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電	<p>代替直流電源用切替盤 代替直流電源用変圧器 電源車接続口 (制御建屋) ～代替直流電源用切替盤～代替直流電源用変圧器～125V 代替充電器盤電路</p> <p>電源車 125V 代替充電器盤 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース タンクローリ 電源車～電源車接続口 (制御建屋) 電路</p> <p>125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路</p>	<p>非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充電器盤への給電 (125V 代替直流電源切替盤接続)」</p>

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/4）

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
代替所内電気設備	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	ガスタービン発電機接続盤 緊急用高圧母線 2F 系 緊急用高圧母線 2G 系 緊急用動力変圧器 2G 系 緊急用低圧母線 2G 系 緊急用交流電源切替盤 2G 系 緊急用交流電源切替盤 2C 系 緊急用交流電源切替盤 2D 系 非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（設備別） 「緊急用 G 母線受電」 重大事故等対応要領書 「緊急用 G 母線受電」
燃料補給	—	燃料補給設備による補給	軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース タンクローリ	重大事故等対応要領書 「燃料補給設備による給油」

第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

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)
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 a. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「ガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電」	判断基準 電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
	操作 GTG 運転監視 電源	GTG 発電機電圧 GTG 発電機周波数 GTG 発電機電力 6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2D 母線電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電」	判断基準 電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
	操作 電源車運転監視 電源	電源車電圧 電源車周波数 6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2D 母線電圧

監視計器一覧 (2/7)

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)
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (常設) による電力融通」	判断基準 電源の確保 操作 D/G 運転監視 (3号炉)	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉) 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (可搬型) による電力融通」	判断基準 電源の確保 操作 D/G 運転監視 (3号炉)	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉) 6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)

監視計器一覧 (3/7)

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)
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧
	操作	電源	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「125V 充電器盤 2A 受電」	判断基準	電源の確保	4-2C 母線電圧
	操作	電源	125V 直流主母線 2A 電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「125V 充電器盤 2B 受電」	判断基準	電源の確保	4-2D 母線電圧
	操作	電源	125V 直流主母線 2B 電圧
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (2) 常設代替直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「可搬型代替直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
		電源	125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (3) 可搬型代替直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「可搬型代替直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
		電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧

監視計器一覧 (4/7)

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)	
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (4) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電				
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧	
		操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
			電源	125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1) 代替所内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電				
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧	
		操作	GTG 運転監視	GTG 発電機電圧 GTG 発電機周波数 GTG 発電機電力
			電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電力 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧	
		操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
			電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (常設) による電力融通」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)	
		操作	電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
	D/G 運転監視 (3号炉)		D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)	

監視計器一覧 (5/7)

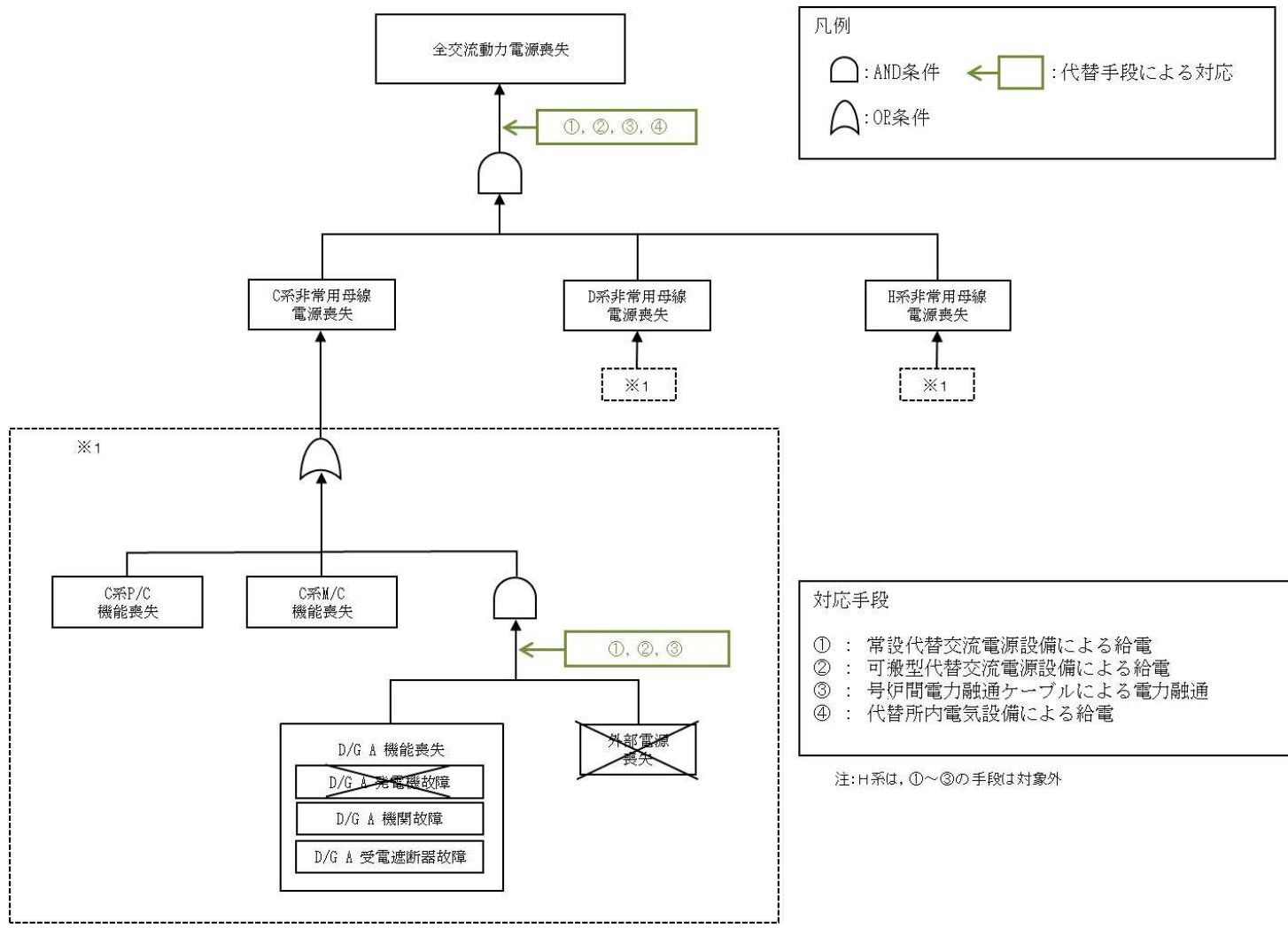
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1)代替所内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電			
重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (可搬型) による電力融通」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
		電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
	操作	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
1.14.2.4 燃料の補給手順 (1)軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給			
重大事故等対応要領書 「軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給」	判断基準	補機監視機能	軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (A) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (B) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (C) 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 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (A) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (B) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (C) 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への補給			
重大事故等対応要領書 「タンクローリから各機器への補給」	判断基準	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル 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 各機器油タンクレベル

監視計器一覧 (6/7)

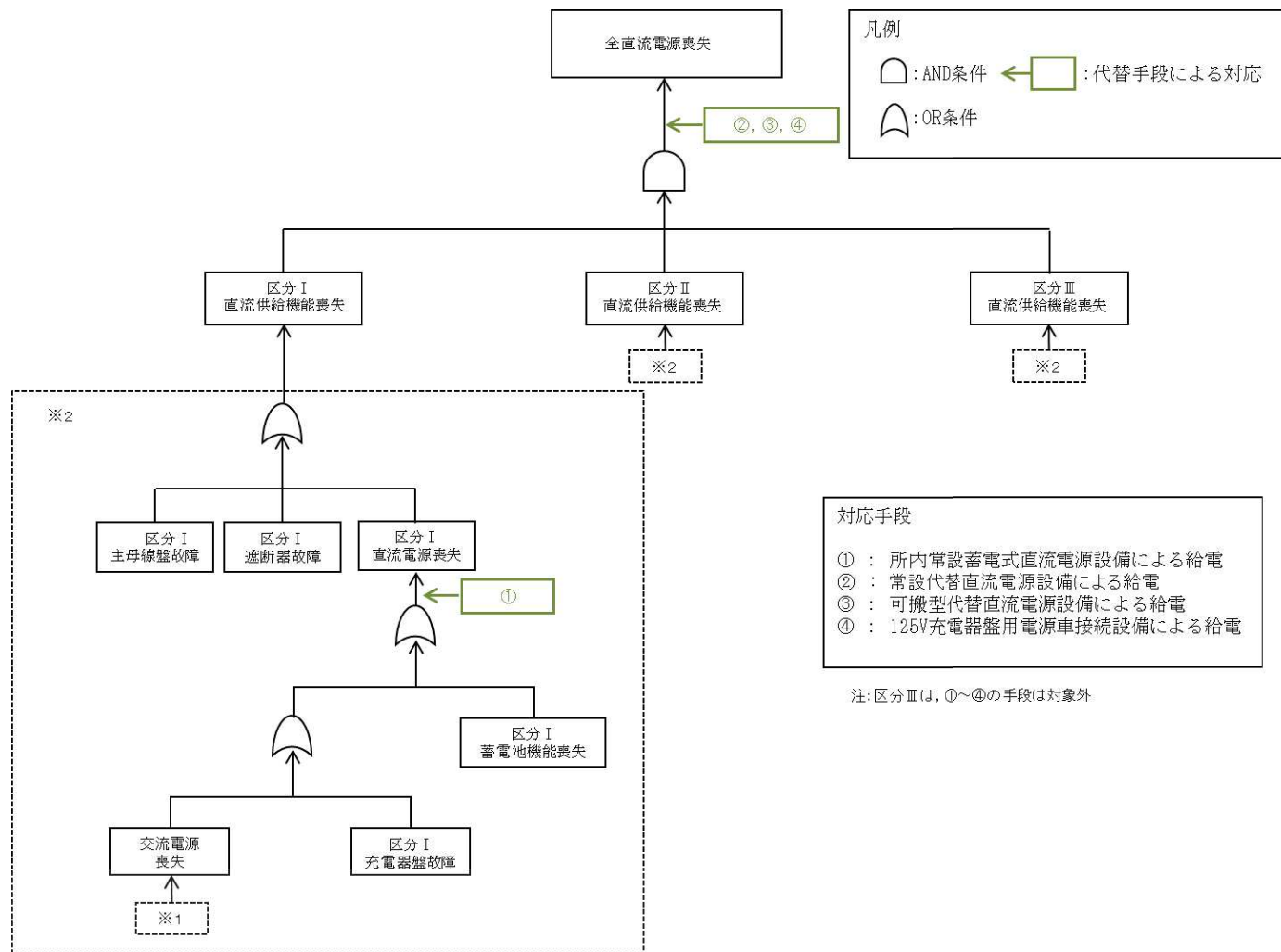
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.14.2.5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 非常用交流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧
		電源	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧
	D/G 運転監視	D/G (2A) 電圧 D/G (2B) 電圧 D/G (2A) 電力 D/G (2B) 電力 D/G (2A) 周波数 D/G (2B) 周波数	
	操作 補機監視機能	軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 原子炉補機冷却水系 A 系 系統流量 原子炉補機冷却水系 B 系 系統流量 原子炉補機冷却水系 A 系 冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 B 系 冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 A 系 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 B 系 冷却水供給温度	
1.14.2.5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2H 母線電圧
		電源	6-2H 母線電圧
	D/G 運転監視	D/G (2H) 電圧 D/G (2H) 電力 D/G (2H) 周波数	
	操作 補機監視機能	軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給圧力 高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給温度	

監視計器一覧 (7/7)

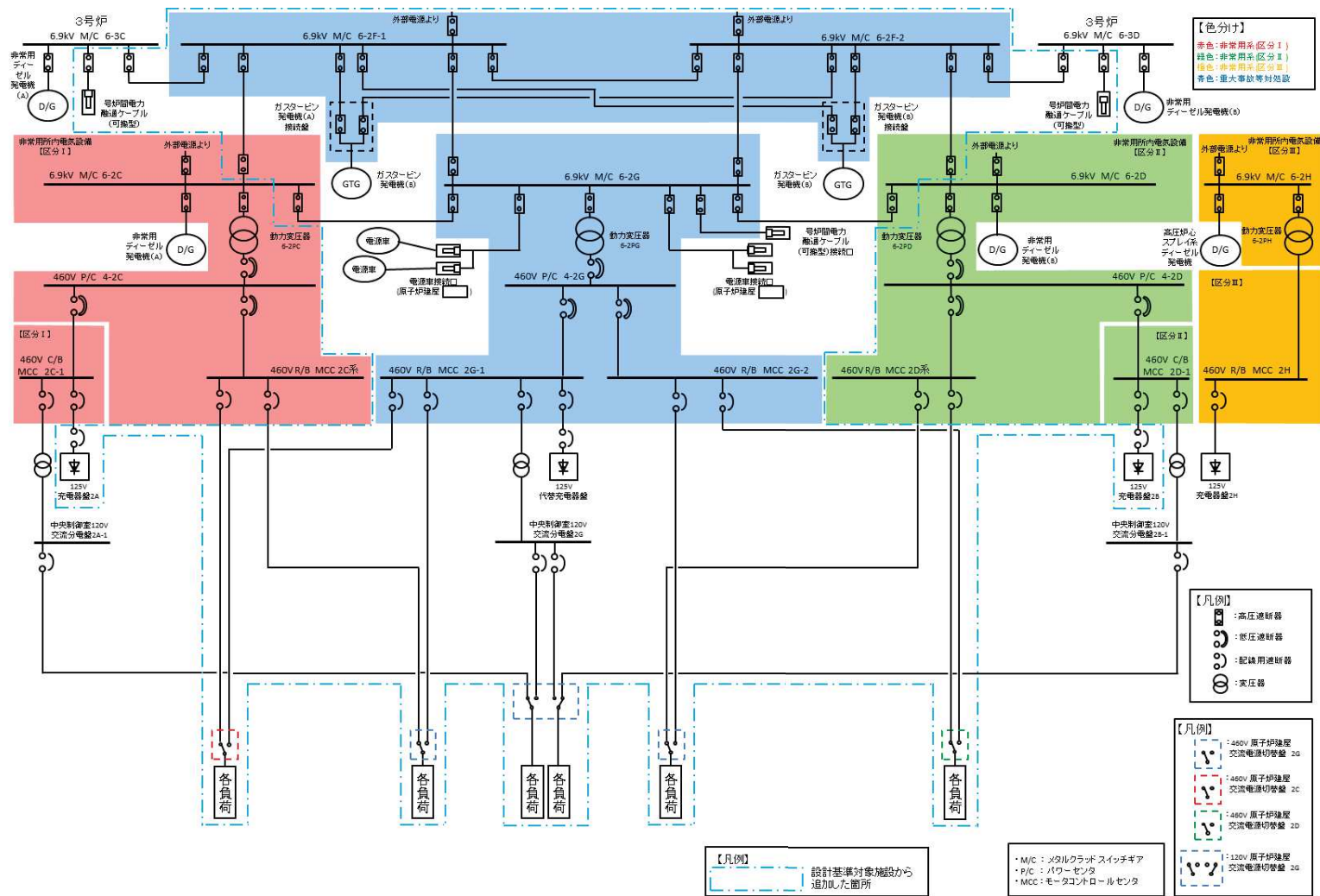
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (3) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	判断基準 電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2H 母線電圧
	操作 電源	HPCS 125V 直流主母線電圧



第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

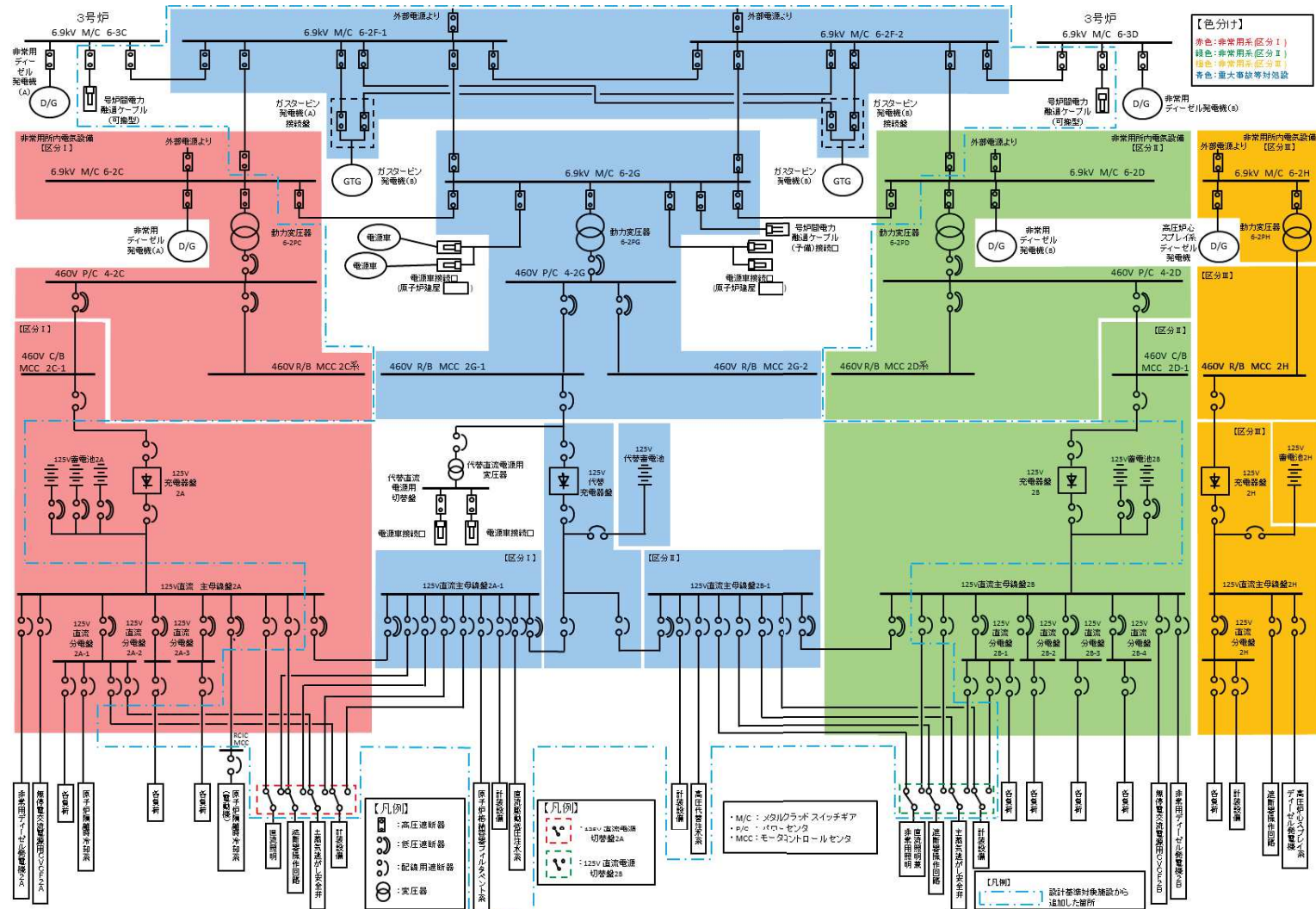


第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



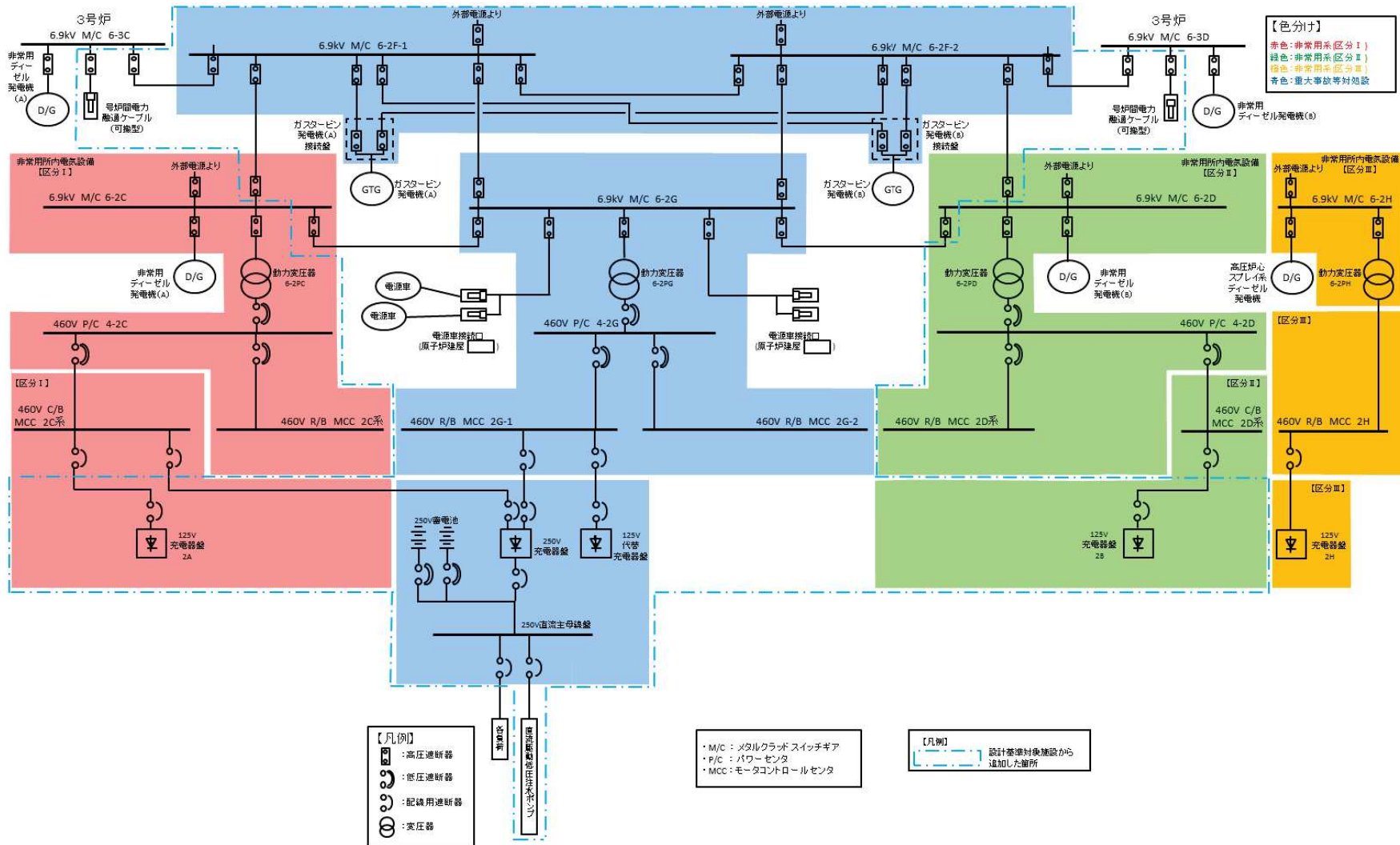
第 1.14.2 図 交流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



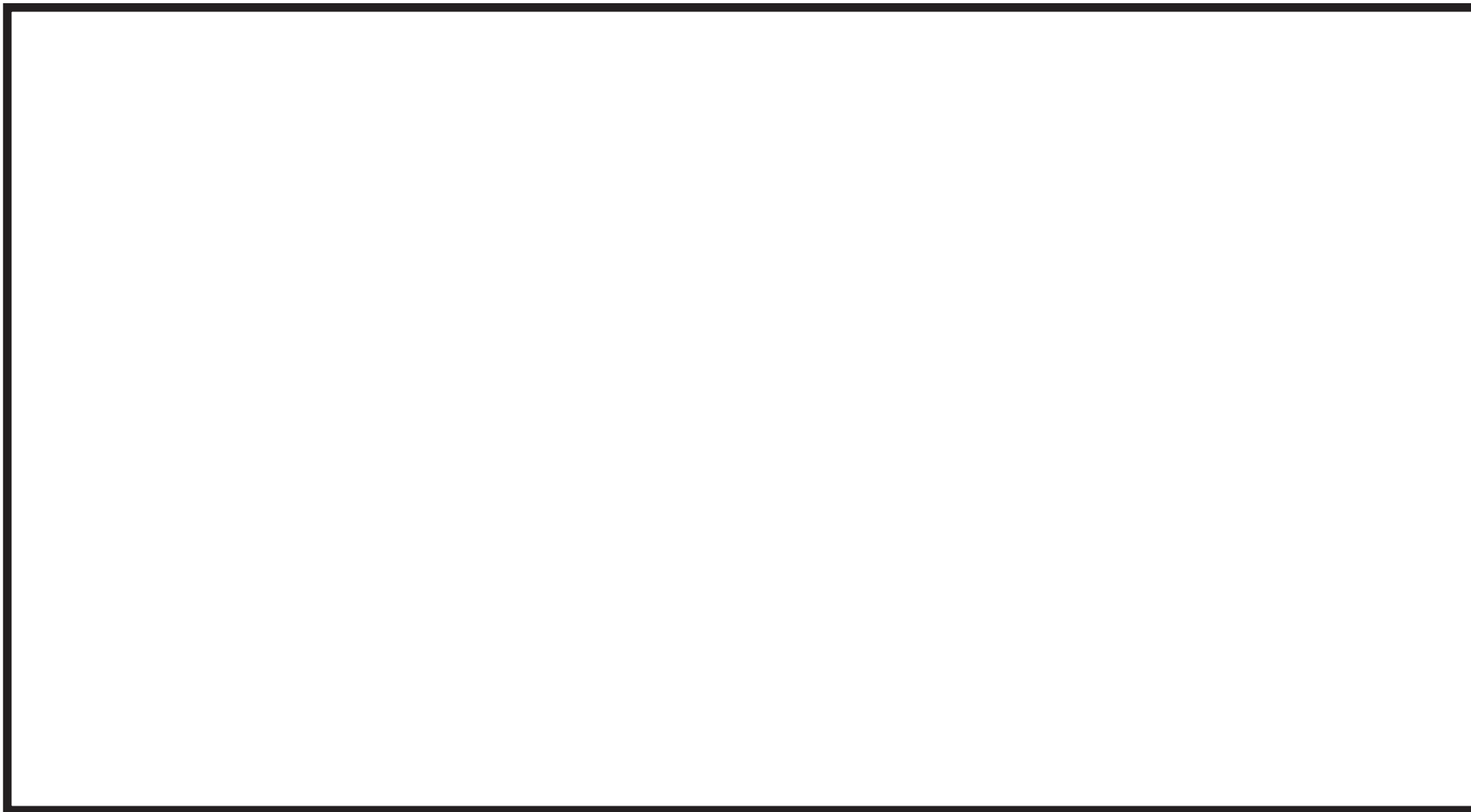
第 1. 14. 3 図 直流電源単線結線図 (125V 負荷)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



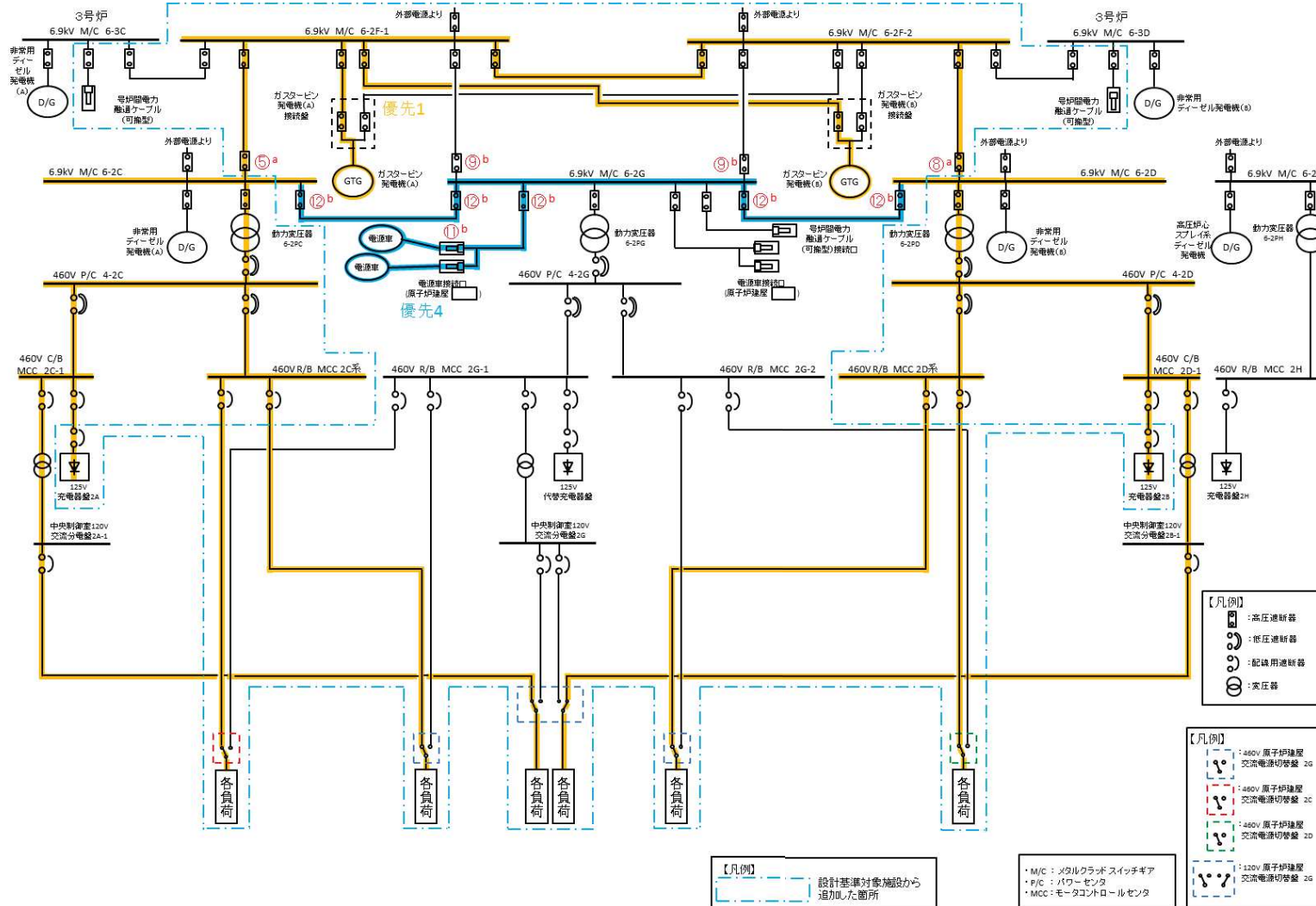
第 1.14.4 図 直流電源単線結線図 (250V 負荷)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 1.14.5 図 非常時操作手順書（徴候ベース）〔電源回復〕における手順の対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.14.6 図 ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

		経過時間												備考		
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	26時間	27時間	28時間						
手順の項目	要員 (数)	ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電												操作手順		
優先1. ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電の場合	中央制御室運転員A, B	2	15分 電源確認※1												② ^a	
		2	M/C 2C系及びM/C 2D系受電前準備, 受電操作, 受電確認※1, ※2												③ ^a ⑤ ^a ⑥ ^a ⑧ ^a ⑨ ^a	
	現場運転員C, D	2	不要交流負荷切離し※2, ※3												⑩ ^a	
		2	不要交流負荷切離し※2, ※4												⑩ ^a	

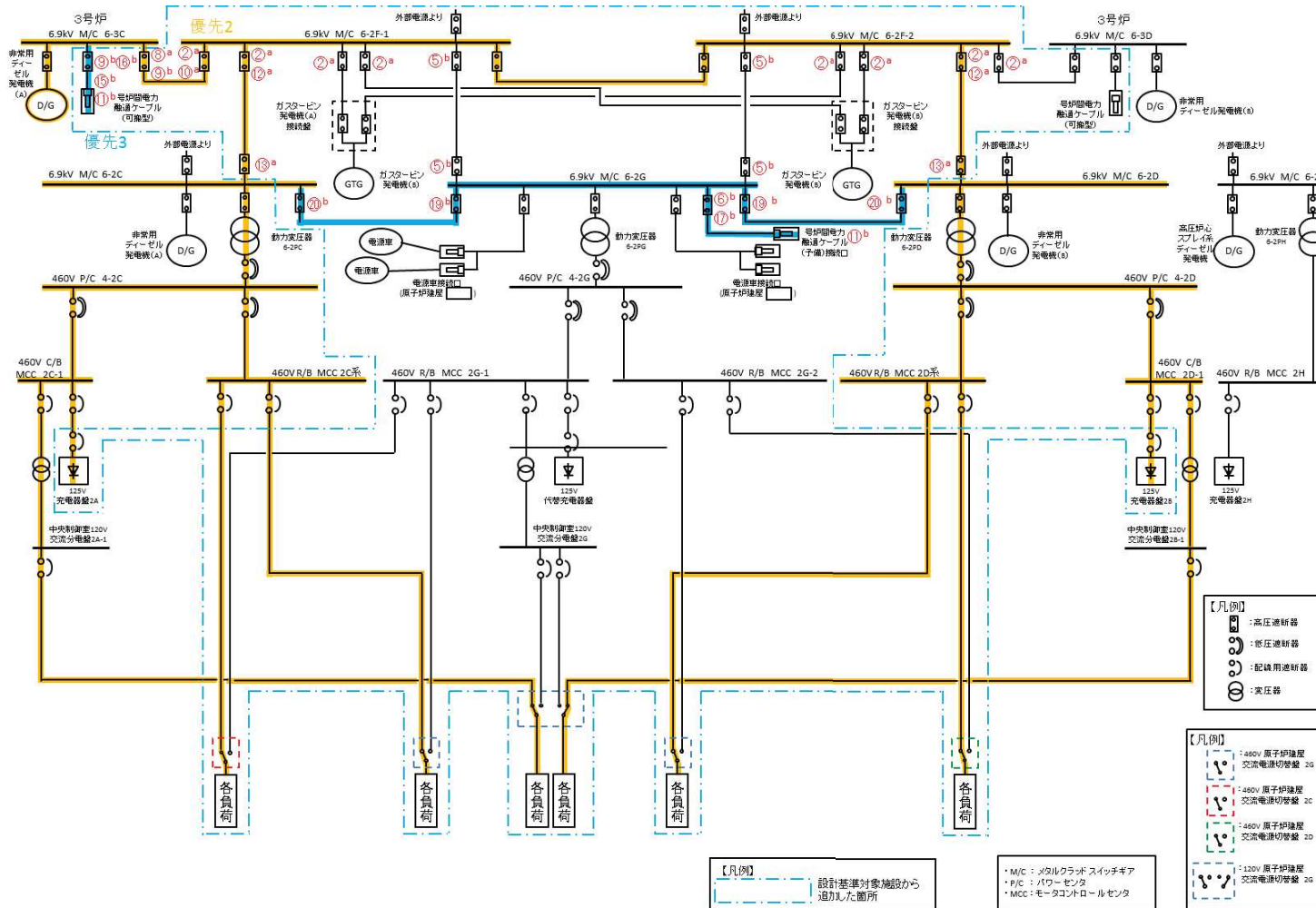
※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 事象発生から1時間以内に実施
 ※4: 事象発生から27時間以内に実施

第 1.14.7 図 ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系 受電
 (ガスタービン発電機使用の場合) タイムチャート

		経過時間 (分)																備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150					
手順の項目	要員 (数)																電源車給電 120分	電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電 125分	操作手順		
優先4. 電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電の場合	中央制御室運転員A, B	2	M/C 2C系及びM/C 2D系受電前準備操作 ^{※1}																⑦ ^b ⑨ ^b		
																		M/C 2C系及びM/C 2D系受電準備操作 ^{※1}		⑫ ^b ⑬ ^b	
																		M/C 2C系及びM/C 2D系受電確認 ^{※2}		⑰ ^b	
	現場運転員C, D	2	移動, M/C 2C系及びM/C 2D系受電前準備操作 ^{※1}																⑧ ^b		
			扉開放 (原子炉建屋内の電源車接続口を使用する場合) ^{※3}																⑥ ^b		
			移動, M/C 2C系及びM/C 2D系受電前準備操作 ^{※1}																⑧ ^b		
	重大事故等対応要員	3	保管場所への移動 ^{※4, ※5}																④ ^b		
			電源車走行前点検 ^{※6}																⑩ ^b		
			電源車の移動 ^{※7}																⑩ ^b		
		電源車準備 ^{※8}																⑩ ^b ⑪ ^b			
		電源車起動 ^{※9}																⑬ ^b			
		電源車給電 ^{※10}																⑬ ^b			

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3: 中央制御室から扉までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 電源車の保管場所は第2保管エリア及び第3保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 電源車の準備 (ケーブルの敷設及び接続) の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9: 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※10: 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.8 図 ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系 受電 (電源車使用の場合) タイムチャート



第 1.14.9 図 3号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系によるM/C2C系又はM/C2D系受電概要図

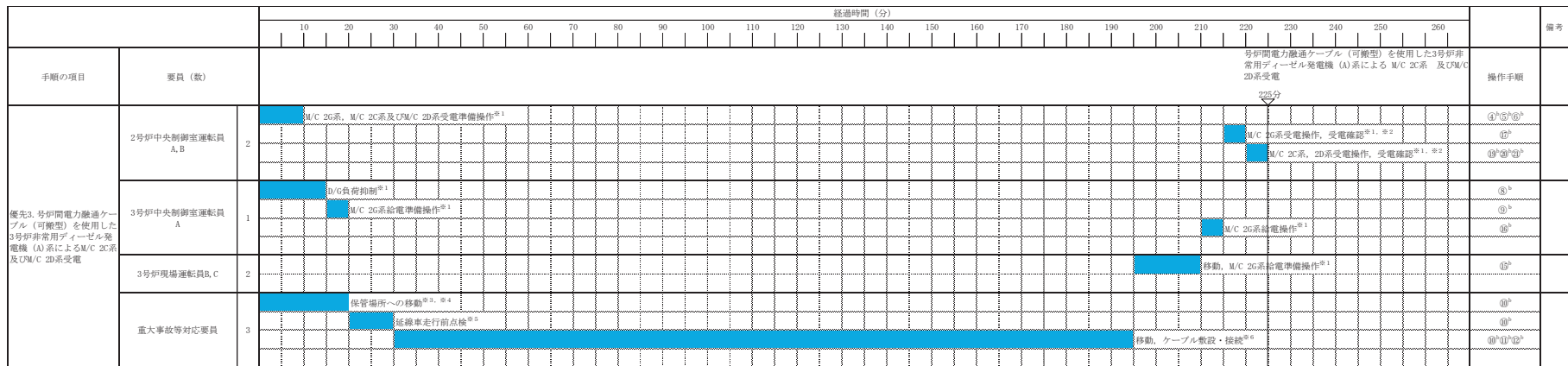
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

		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)	号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A) によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電										操作手順				
優先2. 号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機 (A) によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電の場合	2号炉中央制御室運転員A, B	2	M/C 2F系, M/C 2C系及びM/C 2D系受電前準備操作 ^{※1}											② ^a ③ ^a		
			M/C 2F系受電操作, 受電確認 ^{※1, ※2}													⑩ ^a
			M/C 2C系及びM/C 2D系受電操作, 受電確認 ^{※1, ※2}													⑫ ^a ⑬ ^a ⑭ ^a
	3号炉中央制御室運転員A	1	D/G負荷抑制 ^{※1}											⑤ ^a		
			M/C 2F系給電操作 ^{※1}													⑧ ^a

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

第 1.14.10 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C2C 系又は M/C2D 系受電 (号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した場合) タイムチャート



※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3: 延線車の保管場所は第2保管エリア
 ※4: 緊急時対策所から第2保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 延線車の設計状況を考慮して計算された作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 延線車及び搭載ケーブルの設計状況を考慮して計算された作業時間に余裕を見込んだ時間

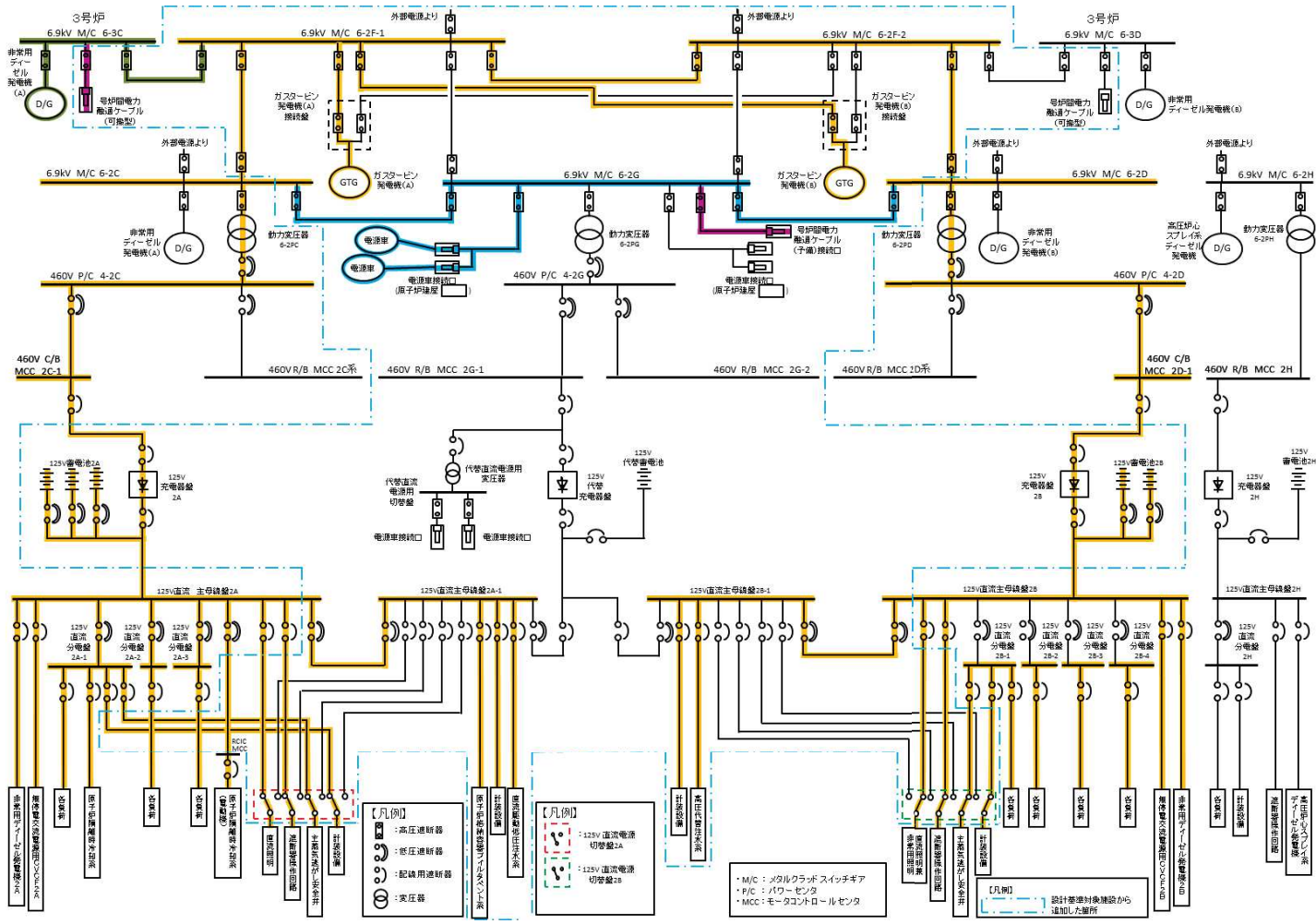
第 1.14.11 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C2C 系又は M/C 2D 系受電 (号炉間電力融通ケーブル (可搬型) を使用した場合) タイムチャート

		経過時間 (時)																								備考	
		1	2	3	8	9	10	22	23	24																	
手順の項目	要員 (数)	1時間負荷切離し 1時間												8時間負荷切離し 8時間												操作手順	
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}																						②		
			不要直流負荷切離し ^{※2}																						④		
	現場運転員B, C	2													不要直流負荷切離し ^{※2}											⑥	

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.13 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電タイムチャート



第 1.14.14 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電（常設代替交流電源設備，号炉間電力融通設備
又は可搬型代替交流電源設備による交流電源復旧の場合） 概要図

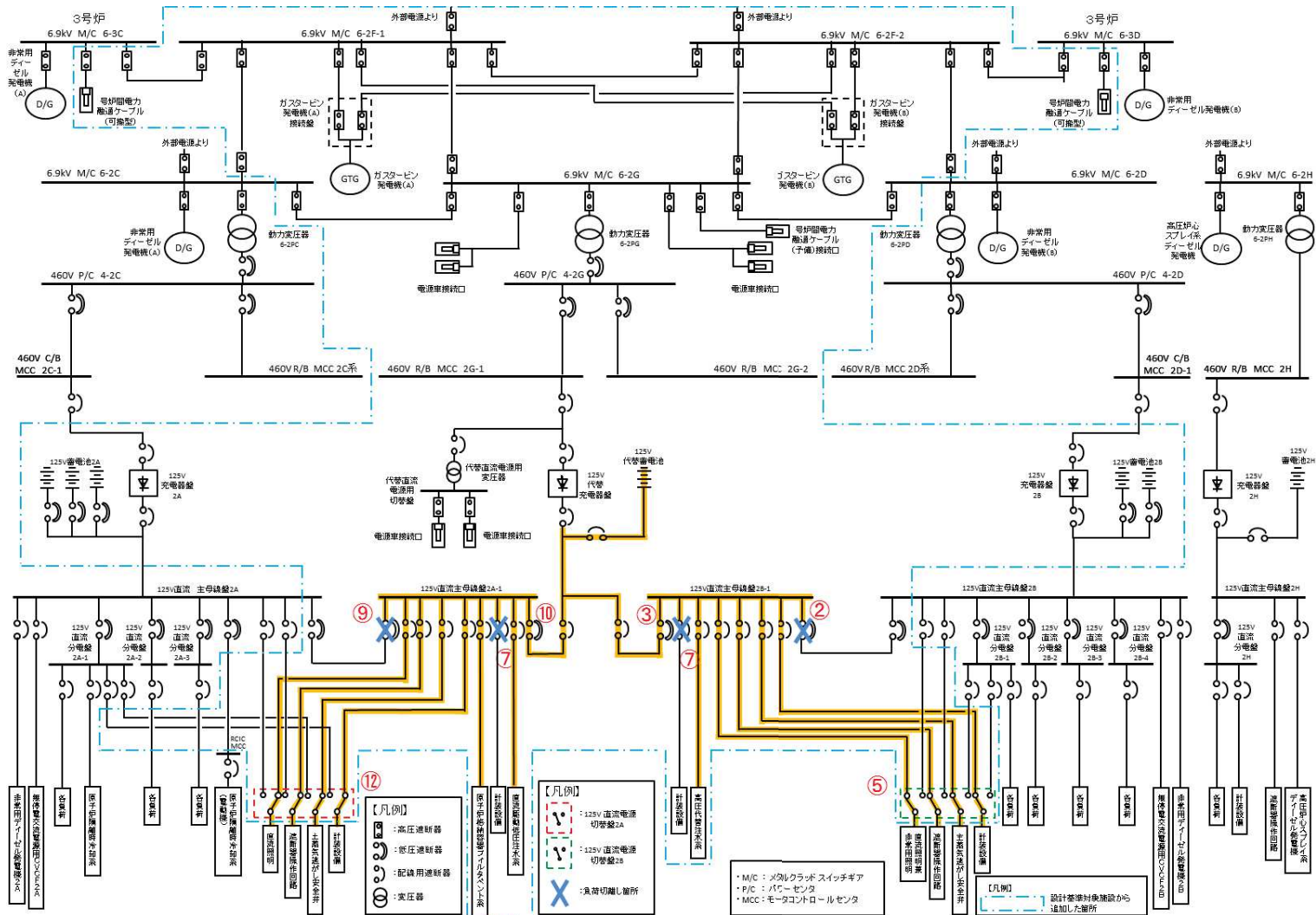
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

		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)	充電器盤受電確認 5分 中央制御室監視計器復旧 20分										操作手順					
所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (常設代替交流電源設備, 号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による交流電源復旧の場合)	中央制御室運転員A	1	充電器盤受電確認 ^{※1}												⑨		
			計測制御電源室空調起動 ^{※2}													⑩	
			中央制御室監視計器復旧確認 ^{※1}													⑬	

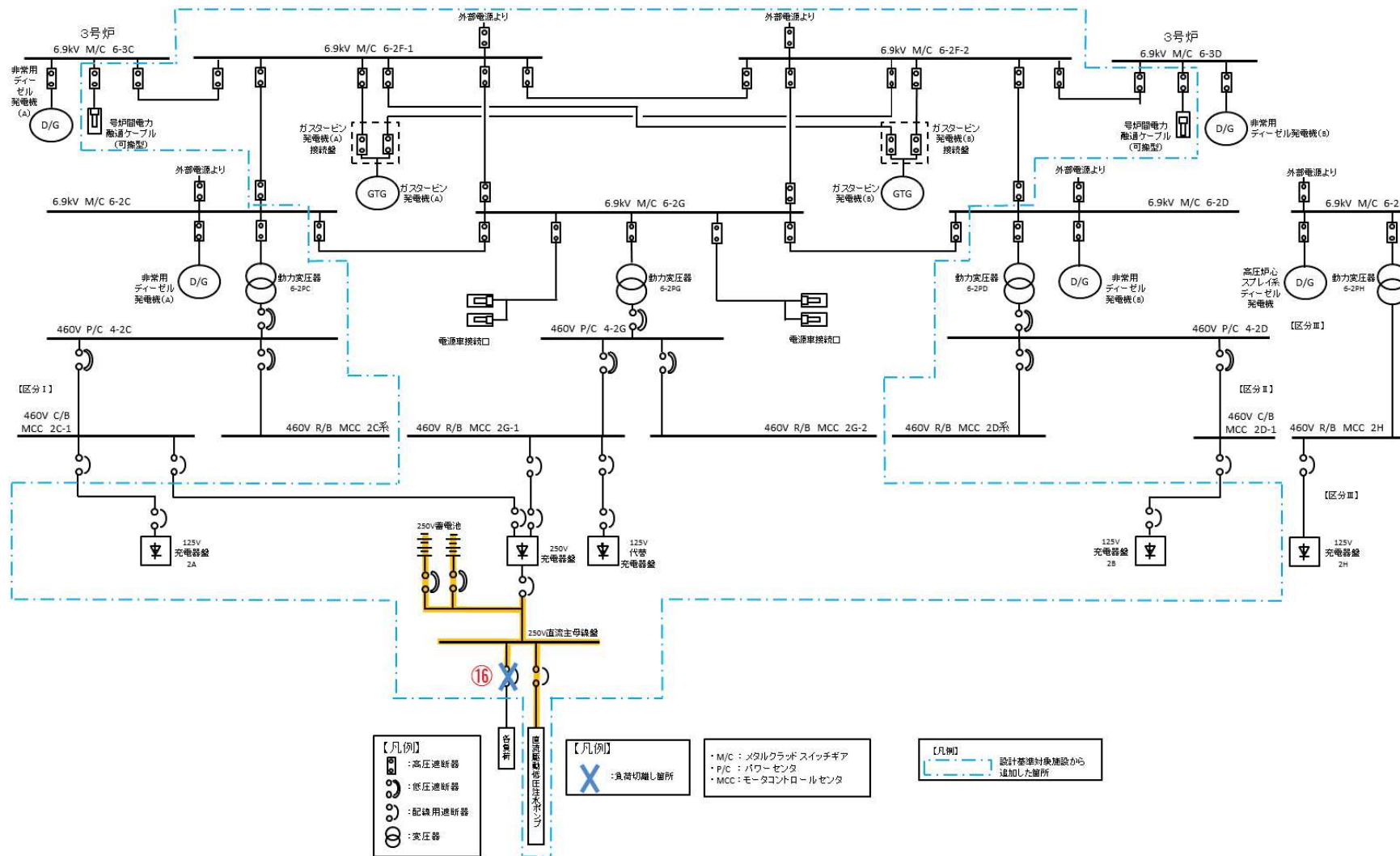
※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.15 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (常設代替交流電源設備, 号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による交流電源復旧の場合) タイムチャート



第 1.14.16 図 常設代替直流電源設備 (125V 系統) による給電 概要図



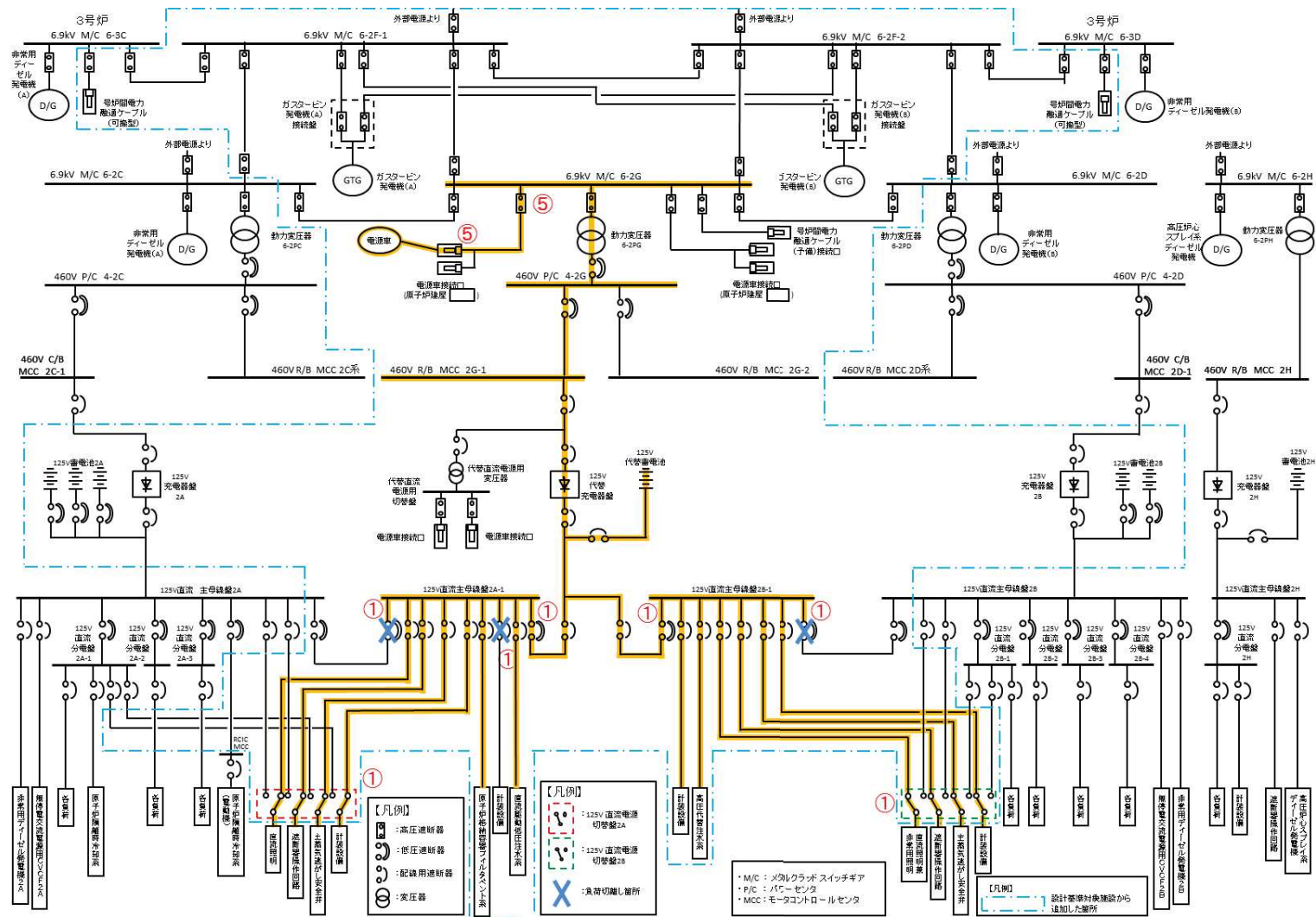
第 1.14.17 図 常設代替直流電源設備 (250V 系統) による給電 概要図

		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)	1時間負荷切離し 1時間										操作手順	
常設代替直流電源設備による給電	中央制御室運転員A	1										250V蓄電池による受電確認 ^{※2}	⑭
												250V不要直流負荷切離し ^{※1}	⑯
	現場運転員B, C	2	125V直流主母線盤の給電切替操作 (B系) ^{※1}										②③⑤
						125V直流主母線盤の給電切替操作 (A系) ^{※1}							⑦⑨⑩⑫

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

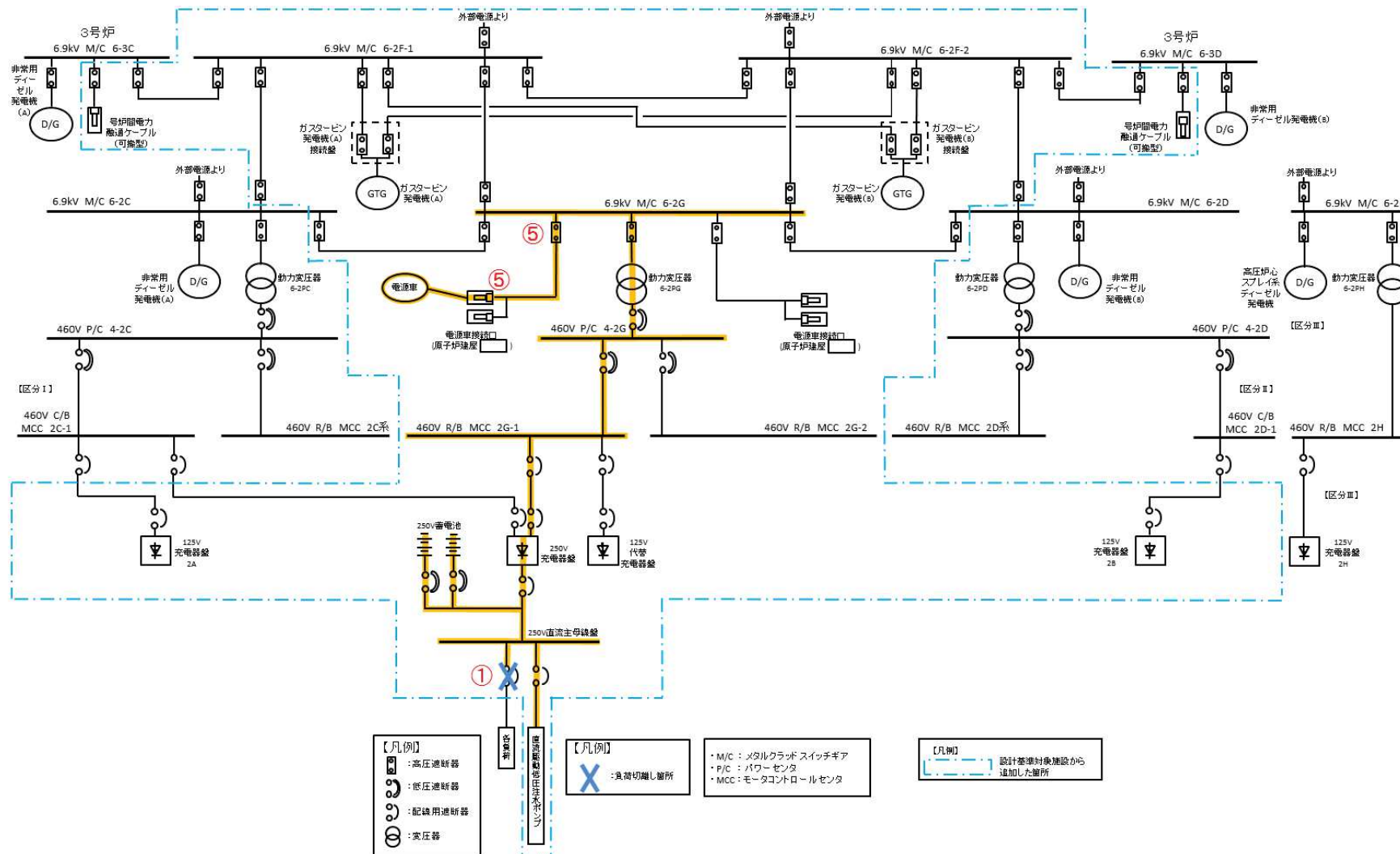
※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

第 1.14.18 図 常設代替直流電源設備による給電タイムチャート



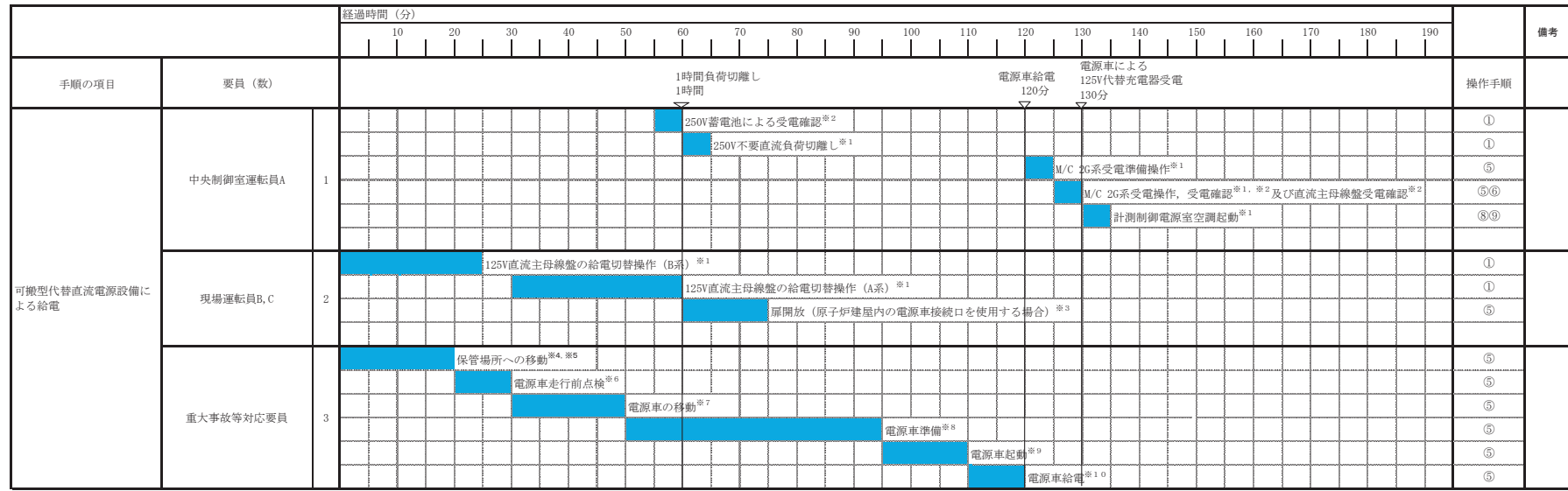
第 1.14.19 図 可搬型代替直流電源設備 (125V 系統) による給電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



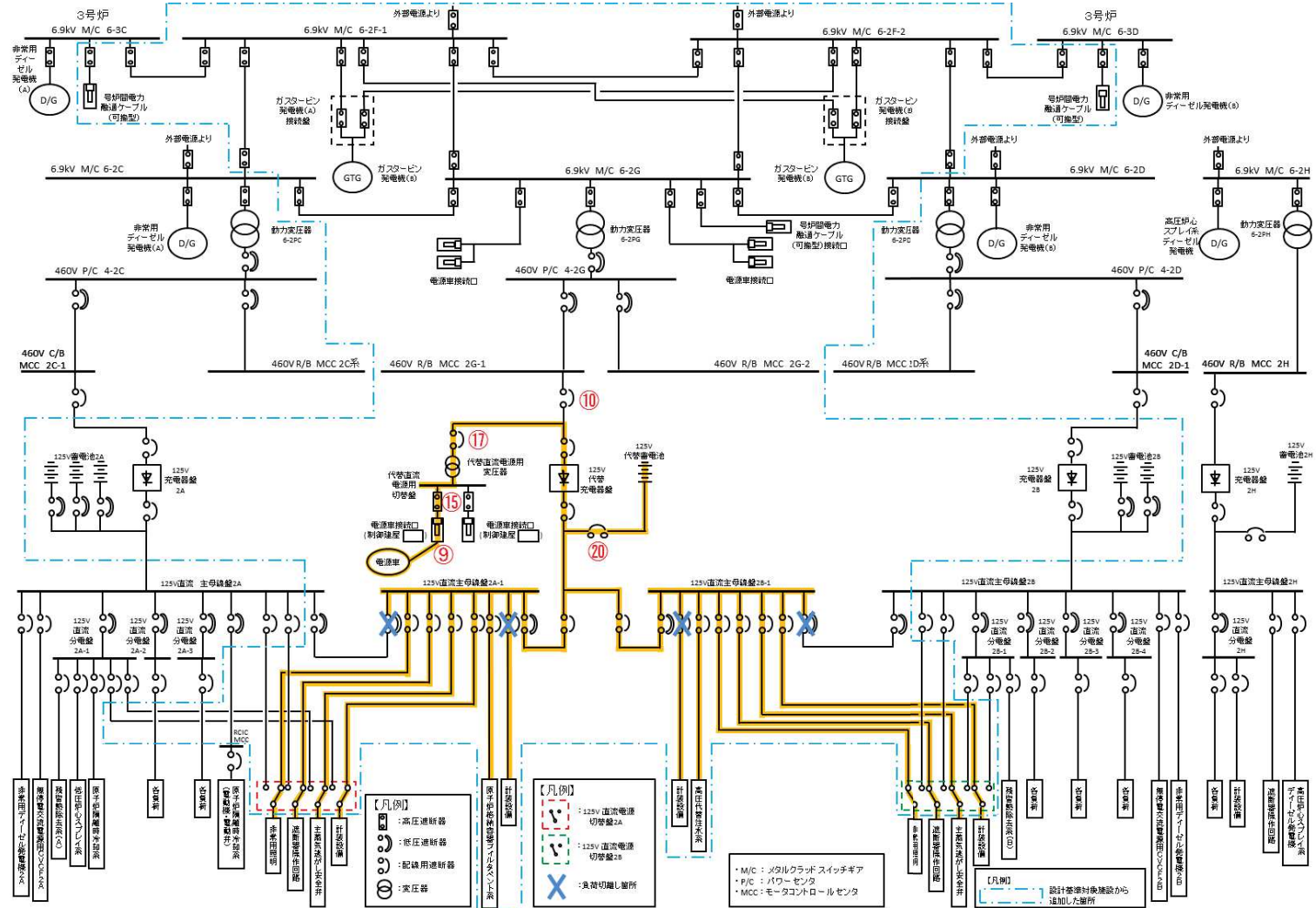
第 1.14.20 図 可搬型代替直流電源設備 (250V 系統) による給電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



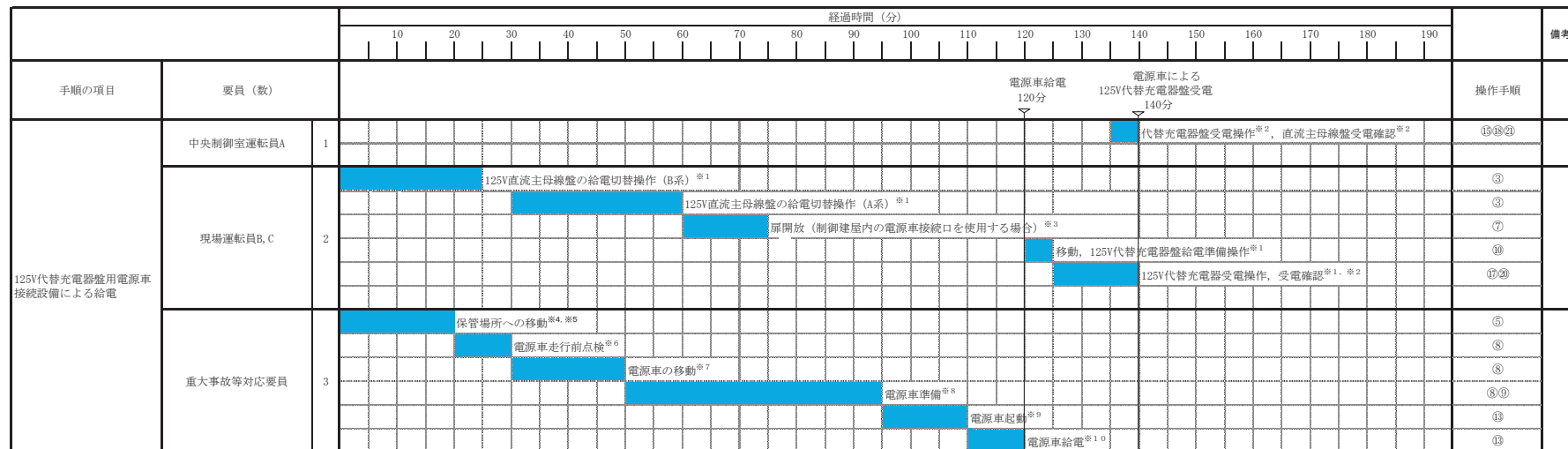
※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3：中央制御室から扉までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4：電源車の保管場所は第2保管エリア及び第3保管エリア
 ※5：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※6：電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7：電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した時間に余裕を見込んだ時間
 ※8：電源車の準備（ケーブルの敷設及び接続）の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9：電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※10：電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.21 図 可搬型代替直流電源設備による給電タイムチャート



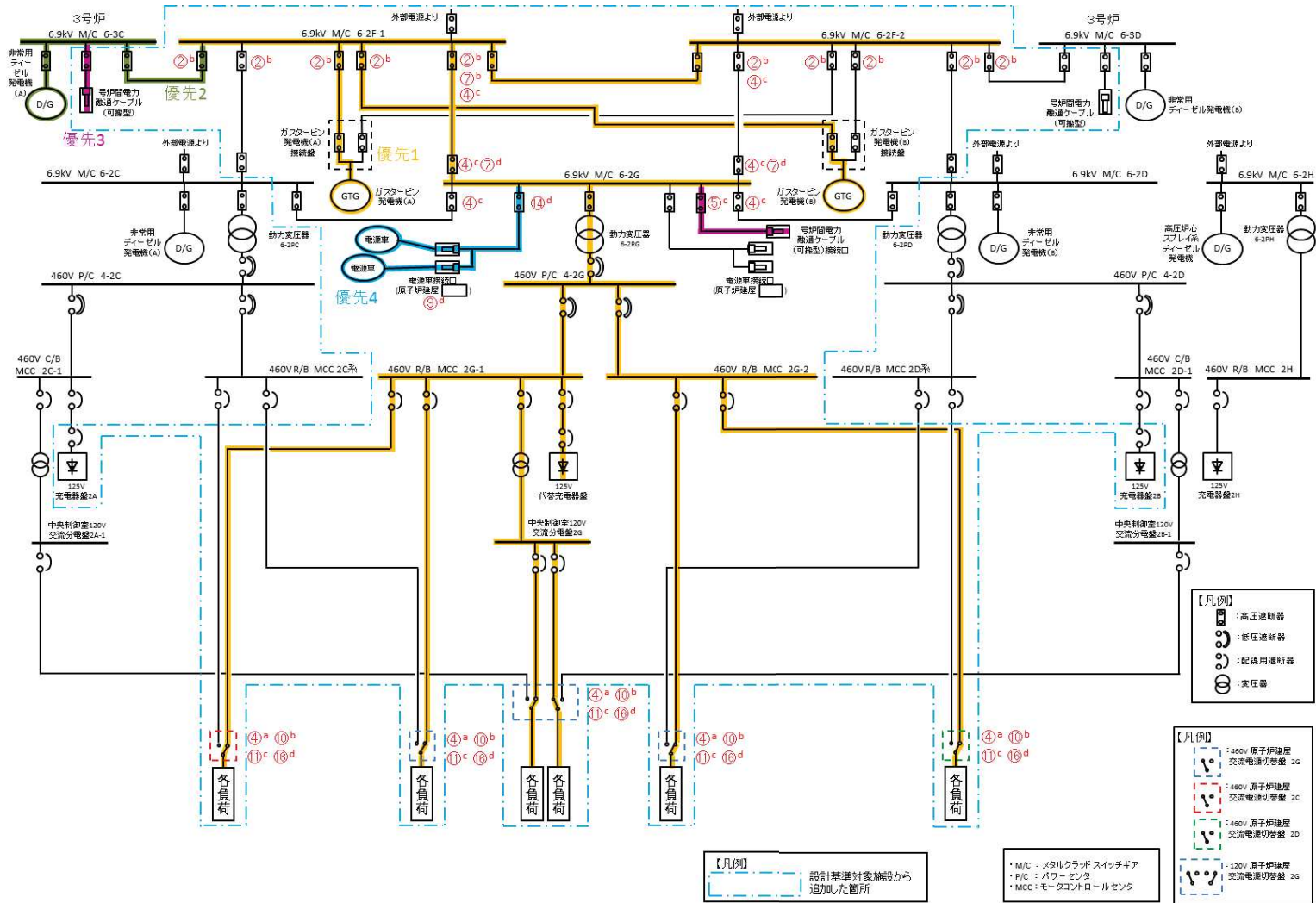
第 1.14.22 図 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3: 中央制御室から扉までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 電源車の保管場所は第2保管エリア及び第3保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 電源車の準備 (ケーブルの敷設及び接続) の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9: 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※10: 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.23 図 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電タイムチャート



第 1.14.24 図 ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

			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)	ガスタービン発電機による P/C 2G系及びMCC 2G系受電 15分												操作手順		
優先1. ガスタービン発電機 によるP/C 2G系及びMCC 2G 系受電の場合	中央制御室運転員A	1	電源確認※1												② ^a	
			負荷切替操作※2												④ ^a	
			中央制御室監視計器復旧確認※1												⑤ ^a	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

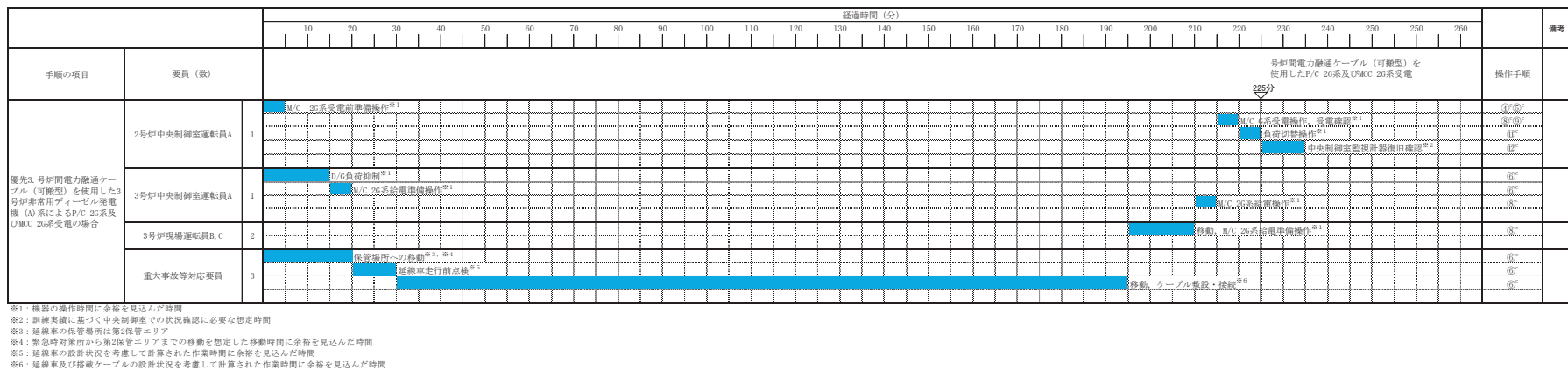
第 1.14.25 図 ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電
 (ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合) タイムチャート

		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)	号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電 35分										操作手順						
優先2. 号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の場合	2号炉中央制御室運転員A	1	M/C 2G系受電前準備操作 ^{※1}													② ^b		
			M/C 2F系受電操作, 受電確認 ^{※1, ※2}														⑤ ^b	
			M/C 2G系, P/C 2G系及びMCC 2G系受電操作, 受電確認 ^{※1, ※2}														⑦ ^b ⑧ ^b	
			M/C 2G系 負荷切替操作 ^{※1}														⑩ ^b	
	中央制御室監視計器復旧確認 ^{※2}														⑪ ^b			
	3号炉中央制御室運転員A	1	D/G負荷抑制 ^{※1}													④ ^b		
M/C 2F系給電操作 ^{※1}													⑤ ^b					

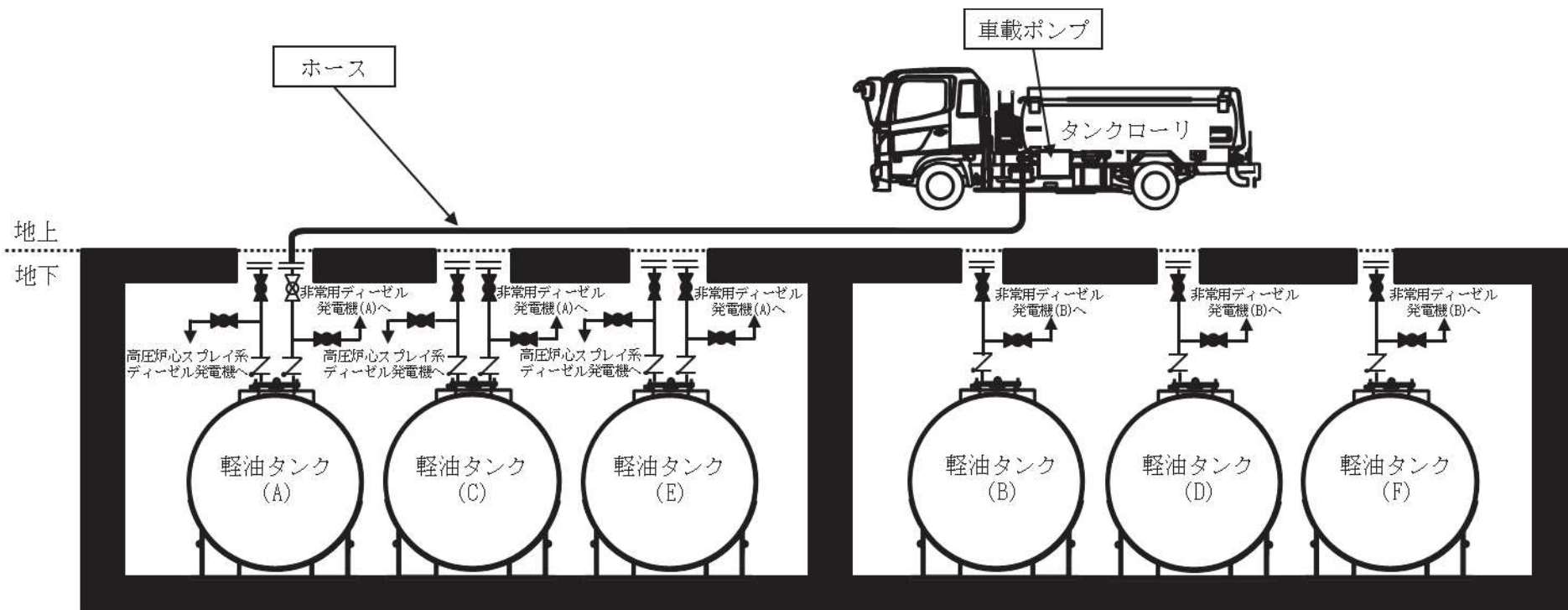
※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

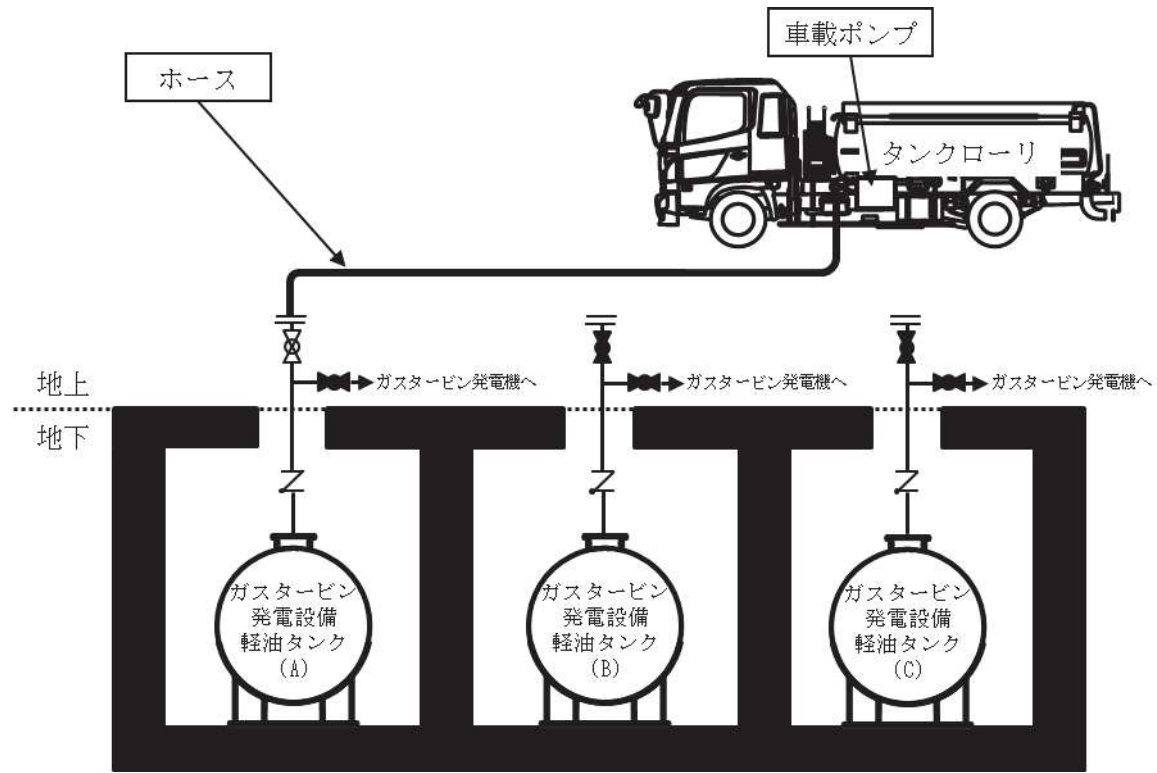
第 1.14.26 図 ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電 (号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合) タイムチャート



第 1.14.27 図 ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合）タイムチャート



第 1.14.29 図 軽油タンクからタンクローリへの補給 概要図

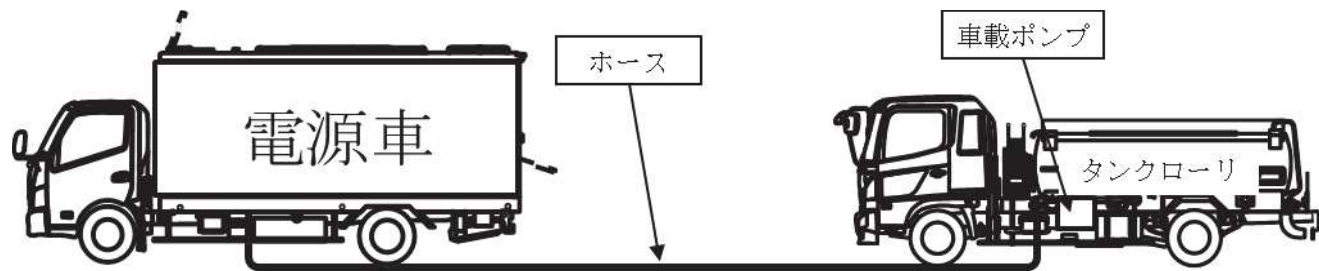


第 1.14.30 図 ガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給 概要図

		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)	軽油タンク又はガスタービン発電設備 軽油タンクからタンクローリへの軽油補給 140分 ▽														操作手順	
軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの軽油補給	重大事故等対応要員A,B	2	保管場所への移動 ^{※1, ※2}												②		
			タンクローリの移動・設置 ^{※3}												③ ^{a, b}		
			補給準備 ^{※4}												④ ^{a, b} ⑤ ^{a, b} ⑧ ^{a, b}		
			軽油補給 ^{※4}												⑥ ^{a, b} ⑦ ^{a, b} ⑧ ^{a, b}		

※1: タンクローリの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※2: 重大事故等対応要員の移動は, 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間
 ※3: タンクローリの移動は, 注水用の大容量送水ポンプ (タイプI) 設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ (タイプI) 設置場所までの移動を想定した時間
 ※4: タンクローリへの補給は軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間

第 1.14.31 図 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給 タイムチャート

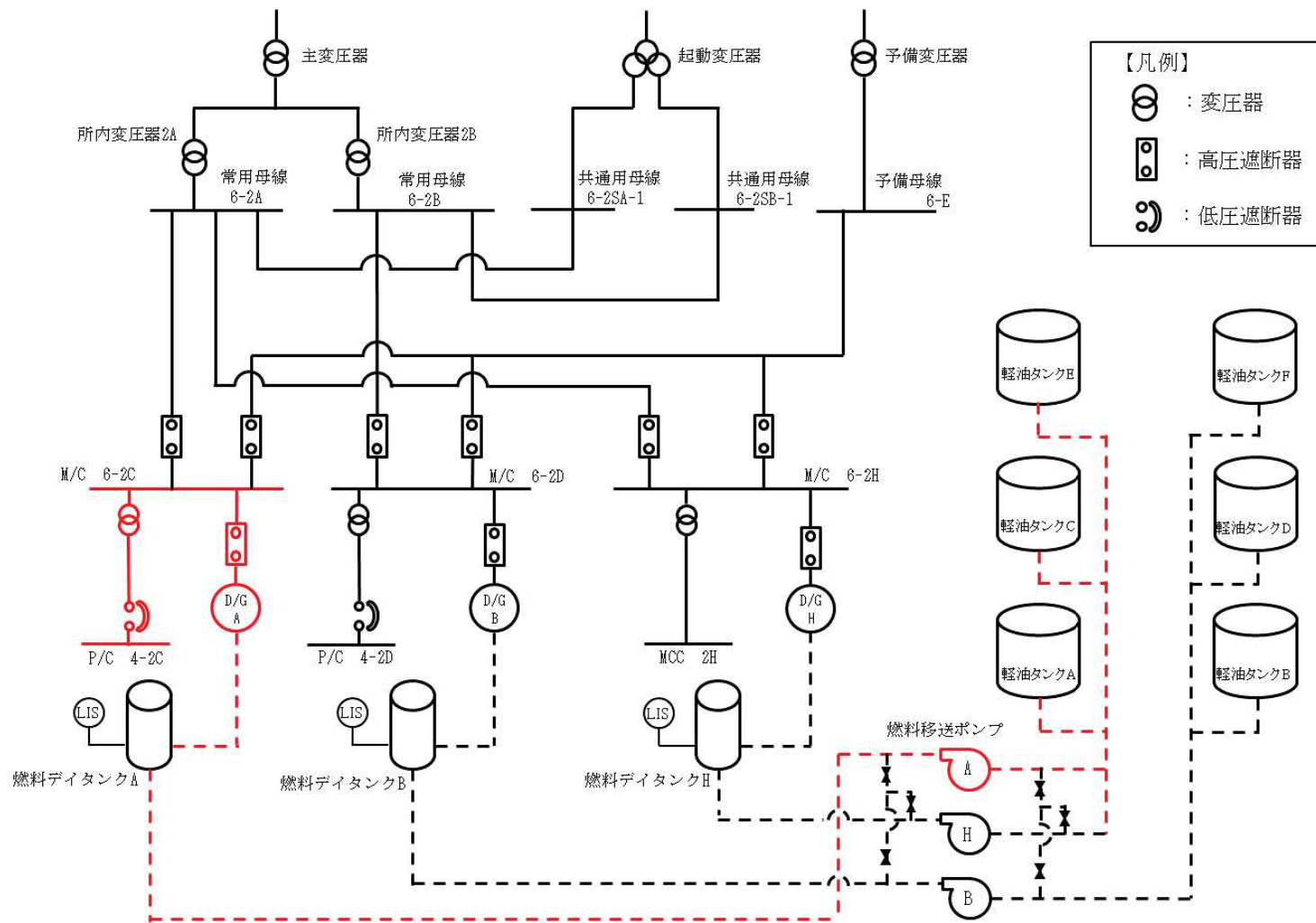


第 1.14.32 図 タンクローリから各機器への補給 概要図

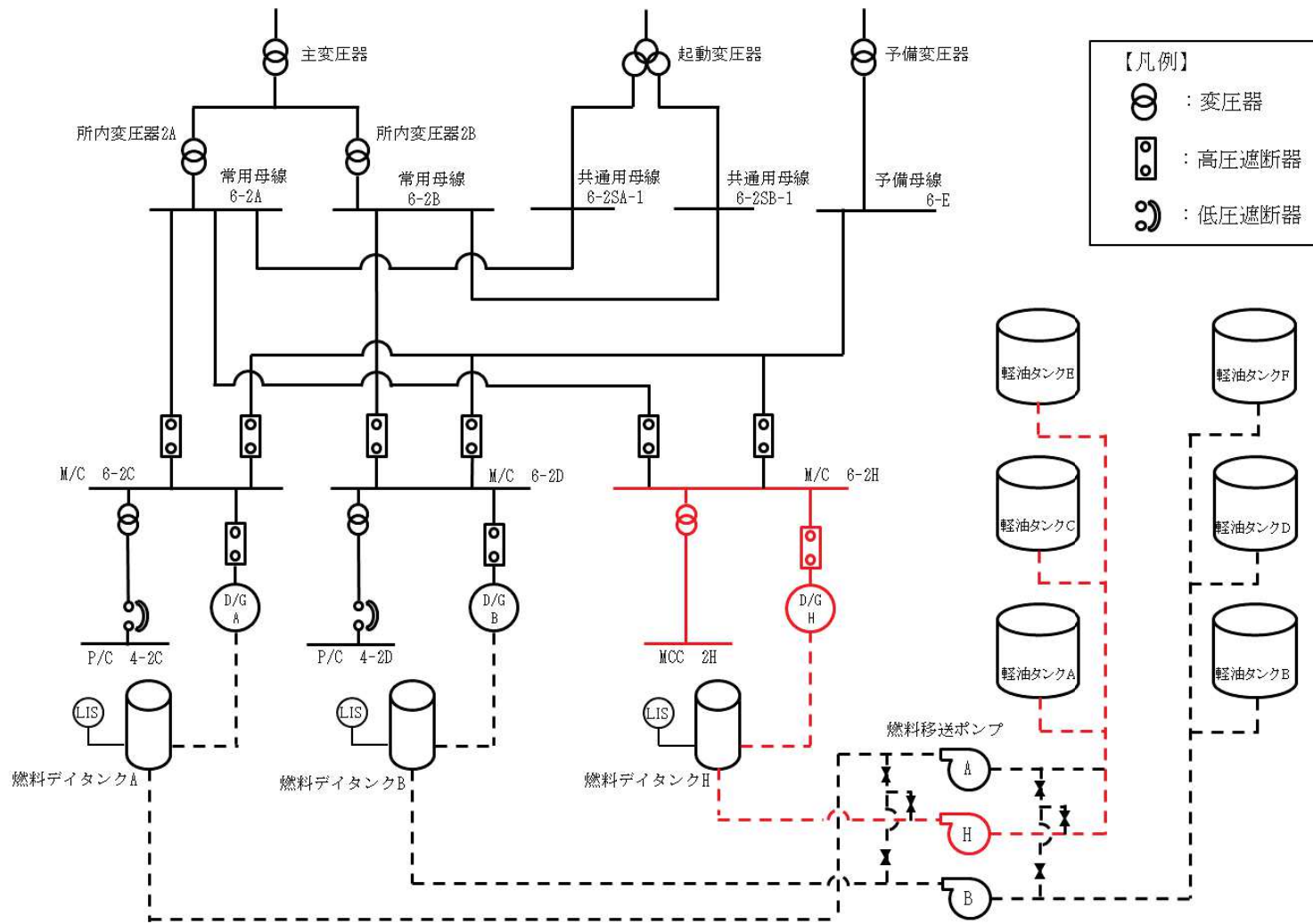
		経過時間 (分)														備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140			
手順の項目	要員 (数)	タンクローリから各機器への補給														操作手順		
		45分 ▽																
タンクローリから各機器への補給	重大事故等対応要員A, B	2	移動 ^{※1}														②⑦	
			補給準備 ^{※2}														③⑦	
			補給 ^{※2}														④⑤⑥⑦	

※1：タンクローリの移動距離として第2保管エリアから軽油タンクまでの移動を想定した移動時間
 ※2：各機器への補給は類似作業の実績に余裕を見込んだ想定時間

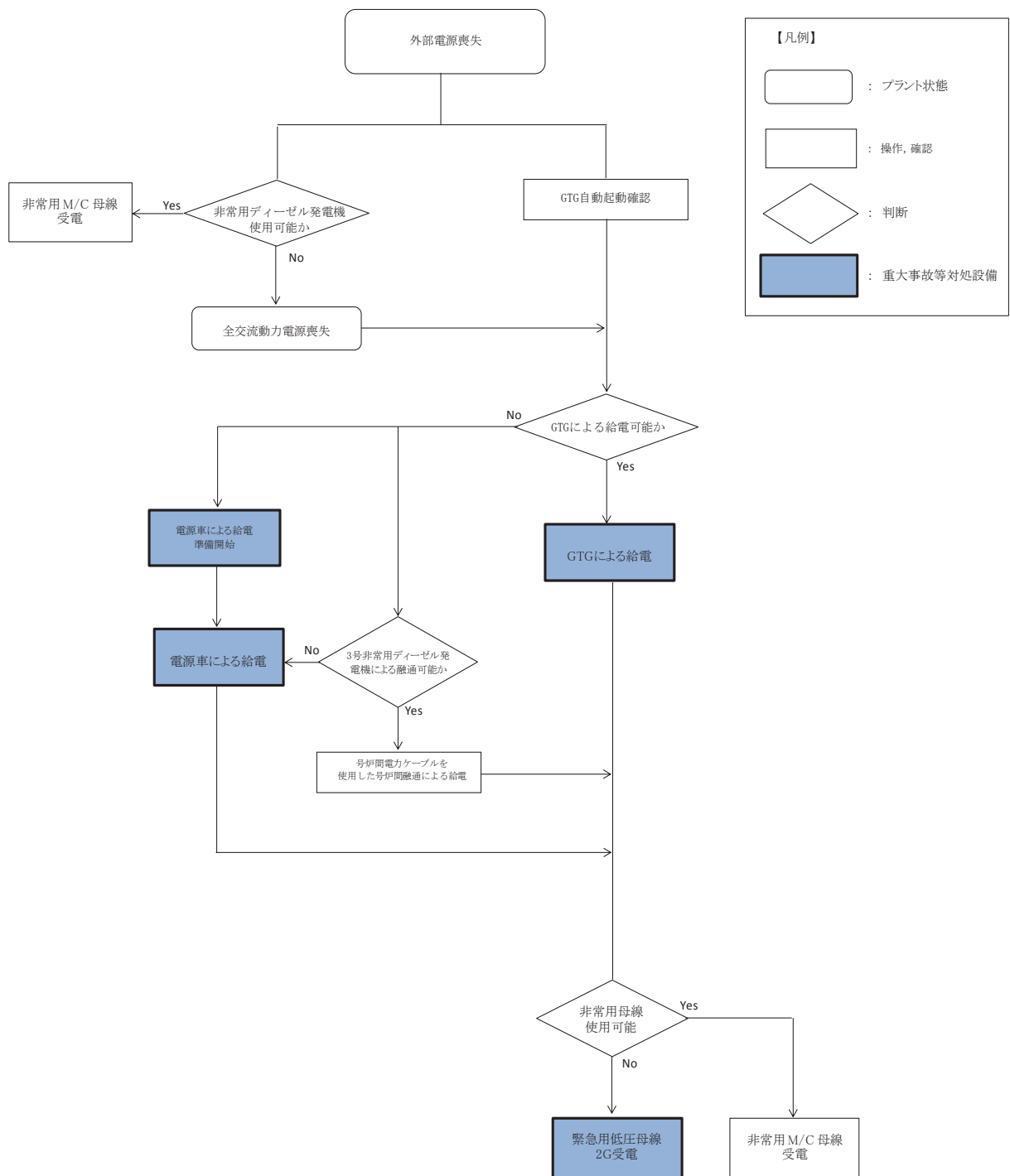
第 1.14.33 図 タンクローリから各機器への補給 タイムチャート



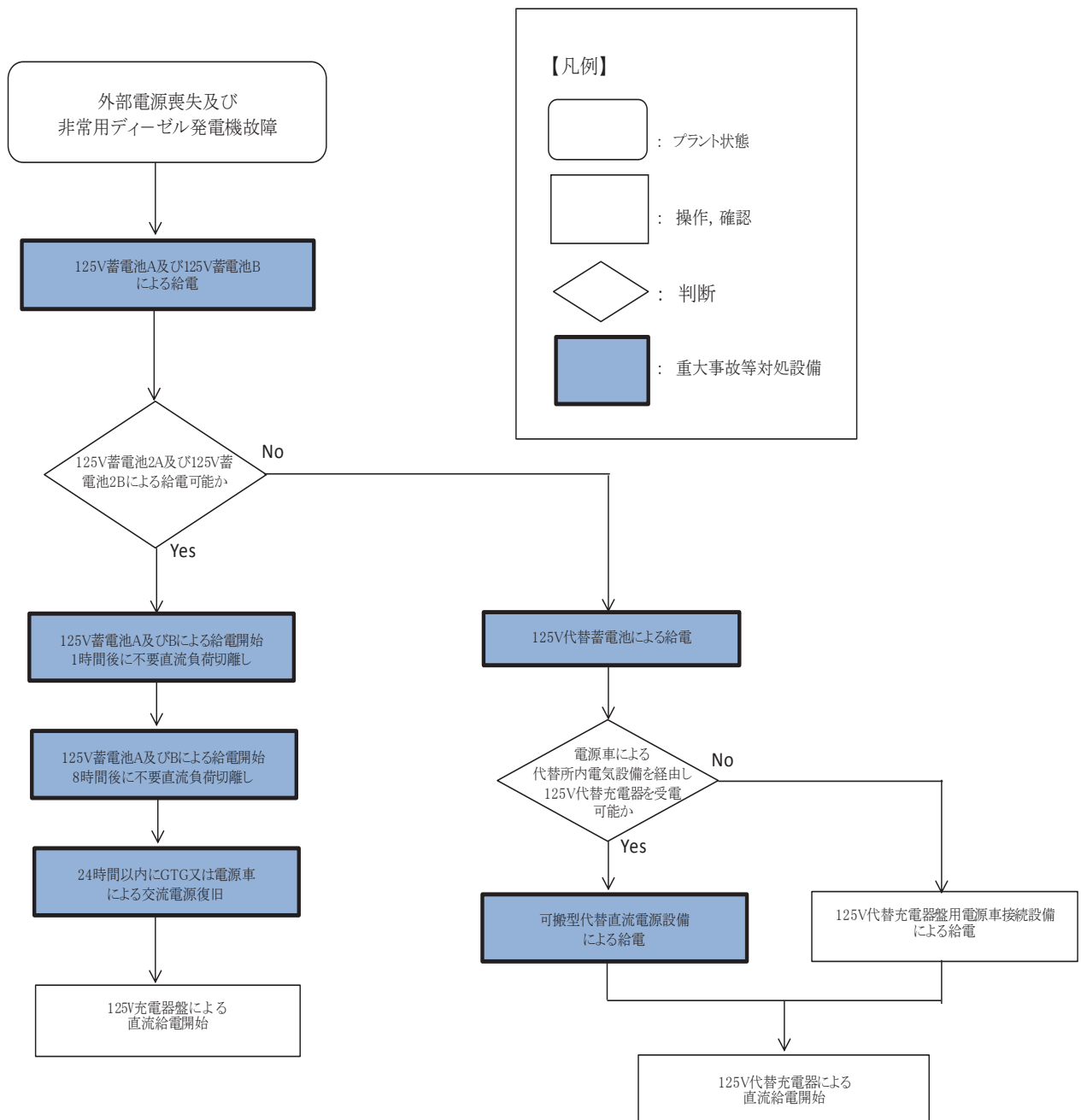
第 1.14.35 図 非常用交流電源設備による給電 概要図



第 1.14.36 図 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電 概要図



第 1. 14. 38 図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート
(代替電源 (交流) による対応手段)



第 1. 14. 39 図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート
代替電源（直流）による対応手段

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/6）

技術的能力審査基準（1.14）	番号	設置許可基準規則（57条）	技術基準規則（72条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保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、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源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、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】 1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「必要な電力を確保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1項に規定する「必要な電力を確保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>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保 a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑥ ⑦ ⑧
<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を緊急起動、給電を開始できること。</p>	③	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。 c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。 c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	⑨ ⑩
<p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p>	—	<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手で接続できること。</p>	<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手で接続できること。</p>	—
<p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	④	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	⑪
—	—	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	既設							
	軽油タンク	既設							
	非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク	既設							
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設							
	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路	既設							
	原子炉補機冷却水系	既設							
高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	既設							
	軽油タンク	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2H 系電路	既設							
	高圧炉心スプレイ系補機冷却水系	既設							
高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2H	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	125V 充電器盤 2H	既設							
	125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H～125V 直流主母線盤 2H 電路	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/6）

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	新設	① ② ⑤ ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	ガスタービン発電設備 軽油タンク	新設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送ポンプ	新設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送系配管・弁	新設							
	ガスタービン発電機～ 非常用高圧母線 2C 系及 び非常用高圧母線 2D 系 電路	既設 新設							
	ガスタービン発電機～ 緊急用低圧母線 2G 系電 路	新設							
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧	-	-	-	-	-	-
	軽油タンク	既設							
	ガスタービン発電設備 軽油タンク	新設							
	非常用ディーゼル発電 設備燃料移送系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系デ ィーゼル発電設備燃料 移送系配管・弁	既設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送系配管・弁	新設							
	ホース	新設							
	タンクローリ	新設							
	電源車～電源車接続口 （原子炉建屋）～非常用 高圧母線 2C 系 及び非 常用高圧母線 2D 系電 路	既設 新設							
	電源車～電源車接続口 （原子炉建屋）～緊急用 低圧母線 2G 系電 路	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
号炉間電力融通設備による給電	—	—	—	号炉間電力融通設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設）	常設	30分 可搬型ケーブル (225分)	3名 可搬型ケーブル (8名)	自主対策とする理由は本文1.14.1(2)a.(b)参照
					号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	可搬			
					号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系電路	常設			
					号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系電路	可搬			
					号炉間電力融通ケーブル（常設）～緊急用低圧母線G系電路	常設			
					号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～緊急用低圧母線G系電路	常設可搬			
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2A	既設	① ② ⑤ ⑨	—	—	—	—	—	—
	125V 蓄電池 2B	既設							
	125V 充電器盤 2A	既設							
	125V 充電器盤 2B	既設							
	125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路	既設 新設							
	125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	既設 新設							
常設代替直流電源設備による給電	125V 代替蓄電池	既設	① ② ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	—	—	—	—	—	—
	125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	既設							
	250V 蓄電池	既設							
	250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
可搬型代替直流電源設備による給電	電源車	新設	① ② ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	1 2 5 4 代替充電器盤用電源車接続設備	電源車	可搬	130分	6名	自主対策とする理由は本文1.14.1(2)b.(d)参照
	125V 代替蓄電池	新設			代替直流電源用切替盤	常設			
	125V 代替充電器盤	新設			代替直流電源用変圧器	常設			
	250V 蓄電池	既設			125V 代替充電器	常設			
	250V 充電器盤	既設			軽油タンク	常設			
	軽油タンク	既設			ガスタービン発電設備軽油タンク	常設			
	ガスタービン発電設備軽油タンク	新設			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	常設			
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設			高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	常設			
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	新設			ホース	可搬			
	ホース	新設			タンクローリ	可搬			
	タンクローリ	新設			電源車接続口(制御建屋)～代替直流電源用切替盤～代替直流電源用変圧器～125V代替充電器盤電路	常設 可搬			
	125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	新設			—	—			
	電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系～250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路	新設			—	—			
	電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	新設			—	—			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替所内電気設備による給電	ガスタービン発電機接続盤	新設	① ④ ⑤ ⑪	-	-	-	-	-	-
	緊急用高圧母線 2F 系	新設							
	緊急用高圧母線 2G 系	新設							
	緊急用動力変圧器 2G 系	新設							
	緊急用低圧母線 2G 系	新設							
	緊急用交流電源切替盤 2G 系	新設							
	緊急用交流電源切替盤 2C 系	新設							
	緊急用交流電源切替盤 2D 系	新設							
	非常用高圧母線 C 系	既設							
	非常用高圧母線 D 系	既設							
燃料補給設備による補給	軽油タンク	既設	① ② ⑤	-	-	-	-	-	-
	ガスタービン発電設備 軽油タンク	新設							
	非常用ディーゼル発電 設備燃料移送系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系デ ィーゼル発電設備燃料 移送系配管・弁	既設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送系配管・弁	新設							
	ホース	新設							
	タンクローリ	新設							

重大事故対策の成立性

1. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

(1) 電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の受電前準備操作

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の受電前準備操作として MCC 2C 系及び MCC 2D 系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器の「切」操作を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (非管理区域)
 制御建屋 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電のうち、受電前準備操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：110分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内常用照明消灯時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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の電源車ケーブル敷設、接続及び電源車操作

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の際、電源車と電源車接続口（原子炉建屋 又は ）間に電源車ケーブルを敷設及び接続し、その後電源車を起動し、M/C 2C 系及び M/C 2D 系に給電する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（原子炉建屋 又は原子炉建屋 ）近傍

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電のうち、電源車ケーブル敷設、接続、電源車起動、M/C 2C 系給電及び M/C 2D 系給電に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：120 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。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：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから、容易に敷設及び接続可能であり、また、電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



MCC 負荷の切離し操作



電源車ケーブル接続

2. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電

(1) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機

(A) 系による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の給電準備操作

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の際、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続後、M/C 3C 系又は M/C 3D 系において M/C 3C 系又は M/C 3D 系と M/C 2G 系を連絡するための遮断器の給電準備操作を実施する。

b. 作業場所

3 号炉 原子炉建屋 又は （非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電のうち、3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系の給電準備操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：1 名（3 号炉現場運転員 1 名）

想定時間：15 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内常用照明消灯時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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下に

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

(2) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機から M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の際、M/C 2G 系と 3 号 M/C 3C 系又は M/C 3D 系間に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続を実施する。

b. 作業場所

屋外（2 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍及び 3 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電のうち、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：195 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。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：号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続はプラグイン式（コネクタ接続）であることから容易に接続可能であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

3. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

(1) 不要直流負荷の切離し操作

a. 操作概要

全交流動力電源喪失事象発生から8時間経過した時点で125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2B, 125V直流分電盤2A-1, 125V直流分電盤2B-1, 125V直流分電盤2A-2, 125V直流分電盤2B-2, 125V直流分電盤2A-3, 125V直流分電盤2B-3及び125V直流分電盤2B-4の不要な直流負荷の切離し操作を実施する。

b. 作業場所

制御建屋 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2B, 125V直流分電盤2A-1, 125V直流分電盤2B-1, 125V直流分電盤2A-2, 125V直流分電盤2B-2, 125V直流分電盤2A-3, 125V直流分電盤2B-3及び125V直流分電盤2B-4の不要な直流負荷の切離し操作に必要な要員数, 時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名 (現場運転員2名)

想定時間 : 60分 (訓練実績等)

d. 操作の成立性について

作業環境 : 可搬型照明 (ヘッドライト及び懐中電灯) により, 建屋内常用照明消灯時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, 操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計及びゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 可搬型照明 (ヘッドライト及び懐中電灯) を携行しており, 建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常運転時に行う遮断器操作と同じであり, 容易に実施可能である。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており, 重大事故等の環境下において, 通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



不要直流負荷切離し操作 (NFB)

4. 可搬型代替直流電源設備による給電

(1) 電源車による 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電

a. 操作概要

全交流動力電源喪失後、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から直流電源母線への給電ができない場合において、電源車により MCC 2G 系を經由し、125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤の給電操作を実施する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（原子炉建屋 又は原子炉建屋 ）近傍

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電のうち、電源車ケーブル敷設、接続、電源車起動、P/C 2G 系給電及び MCC 2G 系給電に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：120 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。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：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから、容易に敷設及び接続可能であり、また、電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



電源車ケーブル接続

5. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

(1) 電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への接続及び給電

a. 操作概要

全交流動力電源喪失後、24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合において、電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤による給電ができない場合において、電源車を 125V 代替充電器盤用電源車接続設備（代替直流電源用切替盤、代替直流電源用変圧器）へ接続し 125V 代替充電器盤に給電する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（制御建屋 又は制御建屋 近傍

c. 必要要員数及び操作時間

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電のうち、電源車ケーブル敷設、接続、電源車起動及び 125V 代替充電器盤用電源車接続設備給電に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：120 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。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：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから、容易に敷設及び接続可能であり、また、電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下にお

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

いて、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



電源車ケーブル接続

(2) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤受電の受電操作

a. 操作概要

電源車からの 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電完了後、125V 代替充電器盤用電源車接続設備の遮断器操作を実施し、125V 代替充電器盤を受電する。また、125V 代替充電器盤受電確認後、125V 代替蓄電池遮断器の開放操作を実施する。

b. 作業場所

制御建屋 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電のうち、125V 代替充電器盤受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（現場運転員 2 名）

想定時間：20 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内常用照明消灯時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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



125V 代替充電器盤の受電状態確認



代替蓄電池の切操作

6. ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電

(1) 電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電のケーブル敷設，接続及び電源車操作

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合に，電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の際，電源車と電源車接続口（原子炉建屋 又は ）間に電源車ケーブルを敷設及び接続し，その後電源車を起動し，P/C 2G 系及び MCC 2G 系に給電する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（原子炉建屋 又は ）近傍

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による P/C 2G 及び MCC 2G 系受電のうち，電源車ケーブル敷設，接続，電源車起動，P/C 2G 系給電及び MCC 2G 系給電に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：120 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。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：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから，容易に敷設及び接続可能であり，また，電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下に

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



電源車ケーブル接続

- (2) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機
(A) 系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合に、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機から P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の際、M/C 2G 系と 3 号 M/C 3C 系又は M/C 3D 系間に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続を実施する。

b. 作業場所

屋外（2 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍及び 3 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による P/C 2G 及び MCC 2G 系の受電のうち、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：195 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており夜間においてもアクセス可能である。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：号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続はプラグイン式（コネクタ接続）であることから容易に接続可能であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(3) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の給電準備操作

a. 操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合に、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の際、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続後、M/C 3C系又はM/C 3D系においてM/C 3C系又はM/C 3D系とM/C 2G系を連絡するための遮断器の給電準備操作を実施する。

b. 作業場所

3号炉 原子炉建屋 又は （非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電のうち、3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の給電準備操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（3号炉現場運転員2名）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内常用照明消灯時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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

7. 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給

a. 操作概要

軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへ軽油を補給する。

b. 作業場所

屋外（軽油タンク又はガスタービン発電機設備軽油タンク近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

軽油タンク又はガスタービン発電機設備軽油タンクからタンクローリへの補給に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

想定時間：140分（訓練実績等）

d. 操作の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。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：複雑な操作手順はなく，タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時に並行して行える作業が主体であるため，操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



タンクローリへのホース接続

8. タンクローリから各機器への補給

a. 操作概要

タンクローリへ補給した軽油を重大事故等の対処に必要な燃料補給対象の設備へ補給する。

b. 作業場所

屋外（重大事故等の対処に必要な燃料補給対象の設備近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

タンクローリから各機器への補給に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

想定時間：45分（訓練実績等）

d. 操作の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。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：複雑な操作手順はなく，タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時に並行して行える作業が主体であるため，操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



タンクローリから補給ホースの延長



電源車への補給

ガスタービン発電機による受電時の自動起動防止及び切離し対象負荷リスト
自動起動防止対象負荷リスト

操作場所	電源	機器名称	負荷容量 (kW)	自動起動防止措置実施時期
中央制御室	M/C 2C	低圧炉心スプレイ系ポンプ	947.4	非常用母線受電前※1
	M/C 2C	残留熱除去系ポンプ (A)	511.6	
	M/C 2C	原子炉補機冷却水ポンプ (A)	235.0	
	M/C 2C	原子炉補機冷却水ポンプ (C)	235.0	
	M/C 2C	原子炉補機冷却海水ポンプ (A)	397.9	
	M/C 2C	原子炉補機冷却海水ポンプ (C)	397.9	
	M/C 2C	タービン補機冷却水ポンプ (A)	312.7	
	M/C 2C	タービン補機冷却海水ポンプ (A)	331.6	
	M/C 2D	残留熱除去系ポンプ (B)	511.6	
	M/C 2D	残留熱除去系ポンプ (C)	511.6	
	M/C 2D	原子炉補機冷却水ポンプ (B)	235.0	
	M/C 2D	原子炉補機冷却水ポンプ (D)	235.0	
	M/C 2D	原子炉補機冷却海水ポンプ (B)	397.9	
	M/C 2D	原子炉補機冷却海水ポンプ (D)	397.9	
	M/C 2D	タービン補機冷却水ポンプ (B)	312.7	
	M/C 2D	タービン補機冷却水ポンプ (C)	312.7	
M/C 2D	タービン補機冷却海水ポンプ (B)	331.6		
M/C 2D	タービン補機冷却海水ポンプ (C)	331.6		

※1 母線電圧の回復に伴う機器の自動起動によりガスタービン発電機容量を超過しないよう非常用母線受電前に自動起動防止措置を実施

切離し対象負荷リスト

操作場所	電源	機器名称	負荷容量 (kW)	負荷切離し実施時期
中央制御室	T/B MCC 2D-2	HPCP (B) 補助油ポンプ	3.7	初動対応終了後※2
	T/B MCC 2D-2	MD-RFP (B) 補助油ポンプ	5.5	
	T/B MCC 2D-2	HPCP (C) 補助油ポンプ	3.7	
	T/B MCC 2D-2	グラント蒸気排風機 (B)	15.0	
	T/B MCC 2D-2	第4軸受ジャッキング油ポンプ	3.7	
	T/B MCC 2D-2	第6軸受ジャッキング油ポンプ	3.7	
	T/B MCC 2D-2	第8軸受ジャッキング油ポンプ	3.7	
	T/B MCC 2D-2	RFP-T (B) ターニング装置	1.5	
	T/B MCC 2D-2	主油タンクガス抽出機 (B)	5.5	
	T/B MCC 2D-2	密封油真空ポンプ (B)	2.2	
	T/B MCC 2D-2	密封油再循環ポンプ	3.7	
	T/B MCC 2C-2	HPCP (A) 補助油ポンプ	3.7	
	T/B MCC 2C-2	MD-RFP (A) 補助油ポンプ	5.5	
	T/B MCC 2C-2	グラント蒸気排風機 (A)	15.0	
	T/B MCC 2C-2	主油タンクガス抽出機 (A)	5.5	
	T/B MCC 2C-2	第3軸受ジャッキング油ポンプ	3.7	
	T/B MCC 2C-2	第5軸受ジャッキング油ポンプ	3.7	
	T/B MCC 2C-2	第7軸受ジャッキング油ポンプ	3.7	
	T/B MCC 2C-2	RFP-T (A) ターニング装置	1.5	
	T/B MCC 2C-2	密封油真空ポンプ (A)	2.2	
	T/B MCC 2C-2	密封油ポンプ	15.0	
	T/B MCC 2C-2	主タービントーニング装置	37.0	
	T/B MCC 2C-2	モータサクション油ポンプ	55.0	
	T/B MCC 2C-2	ターニング油ポンプ	75.0	
	-	-	その他、故障等により停止したポンプの設置エリアの空調機は順次停止	
制御建屋	C/B MCC 2C-1 R/B MCC 2G-1	250V充電器盤	179.0	事象発生27時間※3以内
原子炉建屋 (原子炉棟外)	R/B MCC 2C-5	燃料油ドレンポンプ (A)	0.04	
	R/B MCC 2C-5	燃料移送ポンプ (A)	0.5	
	R/B MCC 2C-5	機関付動弁注油電動ポンプ (A)	0.08	
	R/B MCC 2C-5	非常用ディーゼル発電設備空気圧縮機 (A-1)	2.95	
	R/B MCC 2C-5	非常用ディーゼル発電設備空気圧縮機 (A-2)	2.95	
	R/B MCC 2C-5	清水加熱器 (A)	45.0	
	R/B MCC 2C-5	潤滑油加熱器 (A)	40.0	
	R/B MCC 2C-5	清水加熱器ポンプ (A)	1.5	
	R/B MCC 2C-5	潤滑油ブライミングポンプ (A)	11.0	
	R/B MCC 2D-5	燃料油ドレンポンプ (B)	0.04	
	R/B MCC 2D-5	燃料移送ポンプ (B)	0.5	
	R/B MCC 2D-5	機関付動弁注油電動ポンプ (B)	0.08	
	R/B MCC 2D-5	非常用ディーゼル発電設備空気圧縮機 (B-1)	2.95	
	R/B MCC 2D-5	非常用ディーゼル発電設備空気圧縮機 (B-2)	2.95	
	R/B MCC 2D-5	清水加熱器 (B)	45.0	
	R/B MCC 2D-5	潤滑油加熱器 (B)	40.0	
	R/B MCC 2D-5	清水加熱器ポンプ (B)	1.5	
	R/B MCC 2D-5	潤滑油ブライミングポンプ (B)	11.0	

※2 有効性評価 (資源の評価) では事象発生1時間後まで運転を行う評価としている

※3 有効性評価 (資源の評価) では事象発生27時間後まで運転を行う評価としている

不要直流負荷 切離しリスト

2号炉 直流 125V 2A 負荷 (1時間切離し)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2A	6	無停電交流電源用CVCF 2A	1h
125V直流分電盤2A-2	1	励磁制御盤	1h
125V直流分電盤2A-2	2	統括AVQC盤	1h
125V直流分電盤2A-2	3	タービン系制御盤(1)	1h
125V直流分電盤2A-2	4	湿分分離加熱器制御盤	1h
125V直流分電盤2A-2	6	補助ボイラー制御盤(A)	1h
125V直流分電盤2A-2	7	PLR-VVVF(A)制御	1h
125V直流分電盤2A-2	14	タービン系計装伝送補助盤	1h
125V直流分電盤2A-2	15	原子炉再循環流量制御系盤	1h
125V直流分電盤2A-2	17	給水流量制御系盤	1h
125V直流分電盤2A-2	20	RFP-T制御系盤	1h
125V直流分電盤2A-2	21	2号AVQC盤	1h
125V直流分電盤2A-2	23	原子炉系補助盤	1h
125V直流分電盤2A-2	25	タービン系制御盤(2)	1h
125V直流分電盤2A-2	28	AVC盤	1h
125V直流分電盤2A-2	29	励磁制御共通電源	1h

2号炉 直流 125V 2A 負荷 (8時間切離し) (1/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2A	7-1	非常用ディーゼル発電機 2A 制御	8h
125V直流主母線盤2A	8-1	タービン系多重伝送現場盤 (C)	8h
125V直流主母線盤2A	8-2	発電機・変圧器保護盤A系電源	8h
125V直流主母線盤2A	8-3	タービン系多重伝送現場盤 (E)	8h
125V直流主母線盤2A	8-4	発電機界磁しゃ断器	8h
125V直流主母線盤2A	8-5	タービン系多重伝送現場盤 (G)	8h
125V直流主母線盤2A	8-6	起動変圧器ロックアウトリレー	8h
125V直流主母線盤2A	8-7	2A主復水器連続洗浄装置制御盤	8h
125V直流主母線盤2A	8-8	常用HVAC故障表示	8h
125V直流主母線盤2A	8-9	S/R弁LVDT用変換器	8h
125V直流主母線盤2A	10-1	シールクャピティ圧力制御流止弁 (A)	8h
125V直流主母線盤2A	10-2	純水・復水移送ポンプ論理	8h
125V直流主母線盤2A	10-3	HNCW冷凍機故障表示	8h
125V直流主母線盤2A	10-4	M/C補助継電器盤 (2A・2SA-1・2SA-2)	8h
125V直流主母線盤2A	10-7	主タービンEHC盤	8h
125V直流主母線盤2A	10-10	屋外変圧器消火装置	8h
125V直流主母線盤2A	10-11	GIS主変ユニット制御盤	8h
125V直流分電盤2A-1	1	RHR (A) 論理	8h
125V直流分電盤2A-1	3	RSS制御 (RCIC)	8h
125V直流分電盤2A-1	6	LPCS論理	8h
125V直流分電盤2A-1	8	RCW・RSW (A) 制御	8h
125V直流分電盤2A-1	9	原子炉補機 (A) 室HVAC論理	8h
125V直流分電盤2A-1	13	M/C 補助継電器盤 (2C)	8h
125V直流分電盤2A-1	14	非常用HVAC (I) 制御	8h
125V直流分電盤2A-1	15	RPSバックアップスクラム弁 (A)	8h
125V直流分電盤2A-1	19	燃料移送ポンプ (A) 室排風機 現場操作箱 警報用電源	8h
125V直流分電盤2A-1	20	FCS (A) 制御	8h
125V直流分電盤2A-1	22	SGTS (A) 制御	8h

2号炉 直流 125V 2A 負荷 (8時間切離し) (2/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流分電盤2A-3	1	所内変圧器2A冷却制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	2	AUX B/B MCC 2S-1 MCC母線接地装置	8h
125V直流分電盤2A-3	3	2号起動変圧器冷却制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	4	BOP温度記録計盤	8h
125V直流分電盤2A-3	5	消火ポンプ制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	6	タービン系多重伝送現場盤(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	8	0Fケーブル洞道監視制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	9	PLRポンプ停止検出用不足電圧継電器盤(1)	8h
125V直流分電盤2A-3	11	タービン系多重伝送補助盤(1)	8h
125V直流分電盤2A-3	12	起動変圧器NGR盤2-1	8h
125V直流分電盤2A-3	13	CUW F/D故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	14	HECW(A)(C)冷凍機故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	15	IA空気圧縮機制御盤故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	16	SA空気圧縮機制御盤故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	17	IA除湿装置制御盤(A)故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	18	床漏えい検出表示盤	8h
125V直流分電盤2A-3	19	PLR-VVVF冷却装置制御盤(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	20	PCV所引用エアロック非常用照明(No. 4 TBX)	8h
125V直流分電盤2A-3	21	サンプポンプ制御	8h
125V直流分電盤2A-3	22	原子炉系多重伝送補助盤	8h
125V直流分電盤2A-3	23	サンプ制御盤故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	24	除塵装置制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	25	原子炉系多重伝送現場盤(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	26	タービン系多重伝送補助盤(2)	8h
125V直流分電盤2A-3	27	廃棄物処理運転状態監視盤故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	28	補助ボイラー変圧器クーラ盤(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	29	アクセス・コントロール警報(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	30	補助ボイラーOLTC盤(A)	8h

2号炉 直流125V 2B負荷（1時間切離し）

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2B	6	無停電交流電源用CVCF 2B	1 h
125V直流分電盤2B-2	1	励磁制御盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	2	タービン系制御盤(3)	1 h
125V直流分電盤2B-2	3	補助ボイラー制御盤(B)	1 h
125V直流分電盤2B-2	4	タービン系制御盤(4)	1 h
125V直流分電盤2B-2	6	統括AVQC盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	7	PLR-VVVF(B)制御	1 h
125V直流分電盤2B-2	8	タービン系計装制御盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	17	RFP-T制御系盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	23	BOPアナンシェータ盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	29	気体廃棄物処理系盤	1 h

2号炉 直流 125V 2B 負荷 (8時間切離し) (1/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2B	7-1	タービン系多重伝送現場盤(B)	8h
125V直流主母線盤2B	7-2	発電機・変圧器保護盤B系電源	8h
125V直流主母線盤2B	7-3	タービン系多重伝送現場盤(D)	8h
125V直流主母線盤2B	7-4	タービン系制御盤(5)(補機制御)	8h
125V直流主母線盤2B	7-5	タービン系多重伝送現場盤(F)	8h
125V直流主母線盤2B	7-6	2B主復水器連続洗浄装置制御盤	8h
125V直流主母線盤2B	7-7	タービン系多重伝送現場盤(H)	8h
125V直流主母線盤2B	7-8	湿分分離加熱器伝送補助盤	8h
125V直流主母線盤2B	7-9	制御棒駆動水温度故障表示	8h
125V直流主母線盤2B	7-10	タービン発電機軸連続振動監視盤	8h
125V直流主母線盤2B	8-1	非常用ディーゼル発電機 2B 制御	8h
125V直流主母線盤2B	10-1	排ガス乾燥器制御盤	8h
125V直流主母線盤2B	10-2	排ガス真空ポンプ設備制御盤	8h
125V直流主母線盤2B	10-3	M/C補助継電器盤(2B・2SB-1・2SB-2)	8h
125V直流主母線盤2B	10-4	MSH・SC・TGS制御盤故障表示	8h
125V直流主母線盤2B	10-5	タービン系制御盤(5)(給復水系・ANN)	8h
125V直流主母線盤2B	10-11	GIS起変ユニット制御盤	8h
125V直流分電盤2B-1	1	RHR(B)論理	8h
125V直流分電盤2B-1	8	RCW/RSW(B)制御	8h
125V直流分電盤2B-1	9	原子炉補機(B)室HVAC論理	8h
125V直流分電盤2B-1	13	M/C補助継電器盤(2D)	8h
125V直流分電盤2B-1	14	非常用HVAC(II)制御	8h
125V直流分電盤2B-1	15	RPSバックアップスクラム弁(B)	8h
125V直流分電盤2B-1	19	燃料移送ポンプ(B)室換気空調系 現場操作箱 警報用電源	8h
125V直流分電盤2B-1	20	FCS(B)制御	8h
125V直流分電盤2B-1	22	SGTS(B)制御	8h

2号炉 直流125V 2B負荷（8時間切離し） (2/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流分電盤2B-3	1	所内変圧器2B冷却制御盤	8h
125V直流分電盤2B-3	2	シールクヤピティ圧力制御流止弁(B)	8h
125V直流分電盤2B-3	3	T/B溢水検知盤（主復水器室）	8h
125V直流分電盤2B-3	4	主変圧器冷却装置盤	8h
125V直流分電盤2B-3	5	電気室直流125V分電盤（C/B-B1-3）	8h
125V直流分電盤2B-3	6	発電機水素ガス固定子冷却水制御	8h
125V直流分電盤2B-3	7	PLRポンプ停止検出用不足電圧継電器盤(2)	8h
125V直流分電盤2B-3	8	2号SPC・S0事故検出装置	8h
125V直流分電盤2B-3	9	T/B溢水検知盤(TSW)	8h
125V直流分電盤2B-3	10	起動変圧器NGR盤2-2	8h
125V直流分電盤2B-3	11	HECW(B)(D)冷凍機故障表示	8h
125V直流分電盤2B-3	12	復水脱塩装置故障表示	8h
125V直流分電盤2B-3	13	FPC故障表示	8h
125V直流分電盤2B-3	14	復水ろ過装置故障表示	8h
125V直流分電盤2B-3	15	FPC F/D故障表示	8h
125V直流分電盤2B-3	17	PLR-VVVF冷却装置制御盤(B)	8h
125V直流分電盤2B-3	18	補助ボイラー故障表示	8h
125V直流分電盤2B-3	19	TIP制御盤	8h
125V直流分電盤2B-3	21	計算機トランスジューサ盤(2)	8h
125V直流分電盤2B-3	22	タービン監視計器盤	8h
125V直流分電盤2B-3	23	IA除湿装置制御盤(B)故障表示	8h
125V直流分電盤2B-3	24	タービン監視計器盤	8h
125V直流分電盤2B-3	25	原子炉系多重伝送現場盤(B)	8h
125V直流分電盤2B-3	26	タービン発電機試験盤	8h
125V直流分電盤2B-3	27	補助ボイラー変圧器クーラ盤(B)	8h
125V直流分電盤2B-3	28	循環水ポンプ可動翼制御盤	8h
125V直流分電盤2B-3	29	アクセス・コントロール警報(B)	8h
125V直流分電盤2B-3	30	補助ボイラーOLTC盤(B)	8h
125V直流分電盤2B-4	5	RW制御室 HVAC故障表示	8h
125V直流分電盤2B-4	10	RW補助継電器盤	8h
125V直流分電盤2B-4	11	RW/A MCC 2S-1母線接地装置	8h
125V直流分電盤2B-4	13	RW/A MCC 2S-2母線接地装置	8h
125V直流分電盤2B-4	29	プラスチック固化（固化・薬剤）制御回路	8h
125V直流分電盤2B-4	30	ドラムハンドリング装置制御回路	8h

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (1/10)

対象条文	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	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【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	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系の中央制御室からの 操作による発電用原子炉の冷却 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備による原子炉隔離 時冷却系への給電 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系による進展抑制 	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (2/10)

対象条文明	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	電源設備、給電経路、給電対象設備 [黄色] : 交流 [青色] : 直流
【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	<ul style="list-style-type: none"> ・手動による減圧 (主蒸気逃し安全弁) ・代替交流電源設備による復旧 ・代替直流電源設備による復旧 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃し安全弁機能回復 	
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却 ・低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 ・低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード) の復旧 ・常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の復旧 	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (3/10)

対象条文	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	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を 輸送するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） 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（現場操作含む） 	
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系による除熱 	
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却 等のための手順等	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却 	
	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系モード）の復旧 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧 	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (4/10)

対象条文	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	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【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	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作を含む) 	<pre> graph LR subgraph AC_Sources [交流電源設備] A1[常設代替交流電源設備] A2[可搬型代替交流電源設備] end subgraph DC_Sources [直流電源設備] D1[所内常設蓄電式直流電源設備] D2[可搬型代替直流電源設備] end A1 --> C125[125V充電器盤2A] A2 --> C125 D1 --> C125 D2 --> C125 C125 --> FCVS[FCVS電動弁] </pre>
	<ul style="list-style-type: none"> 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 	<pre> graph LR A[常設代替交流電源設備] --> MCC_C[MCC C系] A --> MCC_G[MCC G系] MCC_C --> RHR_A1[RHR(A)系電動弁] MCC_G --> RHR_A2[RHR(A)系電動弁] </pre>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (5/10)

対象条文	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	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	・原子炉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	
	・原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	
	・低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水	
	・低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水	
	・高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水	
	・ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注水	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (6/10)

対象条文	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	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【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	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 	
	<ul style="list-style-type: none"> 水素濃度及び酸素濃度の監視 代替電源による必要な設備への給電 	
【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	<ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 原子炉建屋内の水素濃度監視 代替電源による必要な設備への給電 	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (7/10)

対象条文	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	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	<p>・使用済燃料プールの監視</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・使用済燃料プール監視カメラ ・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバレス式)</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 125V充電器2A 125V蓄電池2A → ・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバレス式) ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 125V充電器2B 125V蓄電池2B → ・使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 125V代替充電器盤 125V代替蓄電池 → ・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバレス式) ・使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)</p>
<p>【1.12】 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p>	-	-
<p>【1.13】 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p>	-	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・FPCポンプ (A) ・FPC (A) 系電動弁</p> <p>→ MCC D系 → ・FPCポンプ (B) ・FPC (B) 系電動弁</p>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (8/10)

対象条文	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	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> 重要監視パラメータへの給電 	<pre> graph LR subgraph "125V充電器盤2A" A1[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --> C1[125V充電器盤2A] A2[所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型代替直流電源設備] --> C1 end C1 --> D1[・区分Ⅰ直流電源 ※1] subgraph "125V充電器盤2B" B1[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --> C2[125V充電器盤2B] B2[所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型代替直流電源設備] --> C2 end C2 --> D2[・区分Ⅱ直流電源 ※2] subgraph "MCC C系" C3[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --> M1[MCC C系] C4[125V蓄電池2A] --> M1 end M1 --> D3[・区分Ⅰ無停電交流電源 ※3] subgraph "MCC D系" C5[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --> M2[MCC D系] C6[125V蓄電池2B] --> M2 end M2 --> D4[・区分Ⅱ無停電交流電源 ※4] subgraph "MCC C系" C7[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --> M3[MCC C系] end M3 --> D5[・区分Ⅰ交流計測制御電源 ※5] subgraph "MCC D系" C8[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --> M4[MCC D系] end M4 --> D6[・区分Ⅱ交流計測制御電源 ※6] subgraph "MCC G系" C9[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --> M5[MCC G系] end M5 --> D7[・区分Ⅰ交流計測制御電源 ※5 ・区分Ⅱ交流計測制御電源 ※6] </pre>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (9/10)

対象条文	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	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流		
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> 重要監視パラメータへの給電 	<p>※1 区分Ⅰ 直流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器温度 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置水温度 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力 復水貯蔵タンク水位 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 	<p>※2 区分Ⅱ 直流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 高圧代替注水系ポンプ出口流量 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 	<p>※1, ※2 区分Ⅰ及び区分Ⅱ 直流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域), (燃料域) 残留熱除去系洗浄ライン流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉格納容器代替スプレィ流量 圧力抑制室水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) フィルタ装置出口放射線モニタ 残留熱除去系ポンプ出口圧力 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
		<p>※3, ※4 区分Ⅰ及び区分Ⅱ 無停電交流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 起動領域モニタ 平均出力領域モニタ 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却入口流量 	<p>※6 区分Ⅰ 交流計測制御電源</p> <ul style="list-style-type: none"> フィルタ装置出口水素濃度 使用済燃料プール監視カメラ 	<p>※5, ※6 区分Ⅰ及び区分Ⅱ 交流計測制御電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度
			<p>※1, ※5 区分Ⅰ 直流電源, 区分Ⅰ 交流計測制御電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) 	<p>※1, ※2, ※5, ※6 区分Ⅰ及び区分Ⅱ 直流電源並びに 区分Ⅰ及び区分Ⅱ 交流計測制御電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内水素濃度

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (10/10)

対象条文	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	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 [黄色] : 交流 [青色] : 直流
【1.16】 原子炉制御室の居住性等 に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・居住性の確保 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・被ばく線量の低減 	
【1.17】 監視測定等に関する手順 等	<ul style="list-style-type: none"> ・モニタリングポストの代替交流電源か らの給電 	
【1.18】 緊急時対策所の居住性等 に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> ※ ガスタービン発電機及び電源車による 緊急時対策所の給電に関しては【1.18】にて整理 	-
【1.19】 通信連絡に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内の通信連絡 ・発電所外（社内外）の通信連絡 ※ ガスタービン発電機及び電源車による 緊急時対策所の給電に関しては【1.18】にて整理 	

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

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

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

- a. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電
- b. 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備からの給電
- c. 代替所内電気設備による給電
- d. 常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は125V代替充電器盤用電源車接続設備からの給電
- e. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- f. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

- 添付資料 1. 15. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1. 15. 2 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定
- 添付資料 1. 15. 3 重大事故等対処に係る監視事項
- 添付資料 1. 15. 4 重大事故等対策の成立性
- 添付資料 1. 15. 5 可搬型計測器の必要個数整理
- 添付資料 1. 15. 6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の
影響について

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に適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

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

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

1. 15. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等時において、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1. 1～1. 14 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から抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。

なお、審査基準 1. 16～1. 19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、各々の手順にて整理する。

（添付資料 1. 15. 3）

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

※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、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（第 1. 15. 1 図，第 1. 15. 2 図）（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。

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

抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視すること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、第 1. 15. 4 表に整理する。

なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯）については、各条文の設置許可基準規則第四十三条への適合方針のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第1項二）にて、適合性を整理する。

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

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

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

（添付資料 1. 15. 1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

- ・重要監視パラメータ

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

- ・有効監視パラメータ

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

代替パラメータは以下のとおり分類する。

- ・重要代替監視パラメータ

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

- ・有効監視パラメータ

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

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

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

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

- ・常用計器

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

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

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

- ・常用代替計器

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

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

(添付資料 1. 15. 2)

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 1. 15. 2 表に示す。あわせて、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある。(第 1.15.3 表)

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

他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。

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

代替パラメータの計測に使用する計器は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

(添付資料 1.15.1)

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

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

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

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

可搬型の計器による計測に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

(添付資料 1.15.1)

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

- ・常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備

(a) 対応手段

監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）及び代替所内電気設備から給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手順がある。計器の電源構成図を第 1. 15. 4 図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 号炉間電力融通設備

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替所内電気設備

可搬型の計測器により計測又は監視する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備及び可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 15. 1)

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

- ・ 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

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。

- ・ 号炉間電力融通設備

号炉間電力融通設備で使用する設備の耐震性は確保されていないが、3号炉の非常用ディーゼル発電機及び電路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

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

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）

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

また、重大事故等時の有効監視パラメータが使用できる場合はパラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）
- ・中央制御室記録計

なお、その他の記録として、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。

警報発生及びプラントトリップ状態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及び重要代替監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、監視が必要な時に現場で監視する計器、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）の値及び可搬型計測器により計測したパラメータの値は、記録用紙に記録する手順を整備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

(添付資料 1. 15. 1)

以上の重大事故等対処設備により、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ことができる。また、以下の設備は、プラント状況に

よっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。
あわせて、その理由を示す。

- ・プロセス計算機

耐震性を有していないが、設備が健全である場合には、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、運転員及び重大事故等対策要員の対応として、重大事故等対応要領書に定める。

(第 1.15.1 表)

1. 15. 2 重大事故等時の手順等

1. 15. 2. 1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する。

(第 1. 15. 3 表)

a. 手順着手の判断基準

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

※1：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合

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

b. 操作手順

計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ①中央制御室運転員 A は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。また、当該パラメータの常用計器で監視可能であれば確認に使用する。
- ②中央制御室運転員 A は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。
- ③当該パラメータが計測範囲外又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には、発電課長はあらかじめ選定した重要代替監視パラメータによる計測を運転員に指示する。
- ④中央制御室運転員 A は、読み取った指示値により、主要パラメータを推定する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、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する。

d. 代替パラメータによる推定方法

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

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

推定に当たっては、使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件等、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

- ・ 基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認し、パラメータを推定する。なお、原子炉水位、原子炉圧力及び圧力抑制室水位を除き、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、重大事故等時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・ 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。
- ・ 推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

(添付資料 1. 15. 6)

代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり、具体的な推定方法については、第 1. 15. 3 表に整理する。

- ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）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、注水量又は出口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、流量等の傾向監視により推定するケース
- ・圧力、温度又は水位を水の飽和状態の関係により推定するケース
- ・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定するケース
- ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース
- ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定するケース
- ・水素濃度を装置の動作状況により推定するケース
- ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース
- ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内の圧力により推定するケース
- ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定するケース
- ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定するケース

(添付資料 1. 15. 6)

e. 重大事故等時の対応手段の選択

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

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

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

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

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。

なお、計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15.2 表に示す。

(添付資料 1.15.5)

・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は 0～500℃である。原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が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原子炉格納容器下部注水判断の温度は 300℃であり、計器の計測範囲内で計測が可能である。

また、原子炉圧力容器温度が 300℃以上の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、0～10MPa [gage] である。重大事故等時の原子炉圧力は最大で 9.26MPa [gage] であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する原子炉水位（広帯域）の計測範囲は、原子炉圧力容器基準点から 13,130mm 上方を基準に -3,800～1,500mm である。また、原子炉水位（燃料域）の計測範囲は、原子炉圧力容器基準点から 9,000mm 上方を基準に -3,800～1,300mm である。

原子炉水位制御範囲レベル 3～レベル 8（原子炉圧力容器基準点から 13,130mm 上方を基準に 310～1,470mm）及び有効燃料棒底部まで計測できるため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は、計測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、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に

必要な水量の差を算出し、前回推定した冷却材体積に加算することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

また、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により監視可能である。

・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータは、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量である。

高圧代替注水系ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 120\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧代替注水系ポンプの最大注水量は $90.8\text{m}^3/\text{h}$ 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。

残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の計測範囲は、 $0\sim 220\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である復水移送ポンプの低圧代替注水時（残留熱除去系 A 系ライン）における最大注水量は $145\text{m}^3/\text{h}$ 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。

残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）の計測範囲は、 $0\sim 220\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である大容量送水ポンプ（タイプ I）の低圧代替注水時（残留熱除去系 B 系ライン）における最大注水量 $145\text{m}^3/\text{h}$ 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。

直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 100\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である直流駆動低圧注水ポンプの原子炉注水時における最大注水量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 200\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である代替循環冷却ポンプの原子炉注水時における最大注水量は $150\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量は $90.8\text{m}^3/\text{h}$ 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。

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0\sim 1,500\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量は $1,050\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の計測範囲は、0～1,500³/hとしており、計測対象である低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量は1,050³/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。

残留熱除去系ポンプ出口流量の計測範囲は、0～1,500³/hとしており、計測対象である残留熱除去系ポンプの最大注水量は1,136³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータは、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量及び代替循環冷却ポンプ出口流量である。

原子炉格納容器下部注水流量の計測範囲は、0～110³/hとしており、計測対象である復水移送ポンプの原子炉格納容器下部注水時における最大流量は50³/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。

原子炉格納容器代替スプレイ流量の計測範囲は、0～100³/hとしており、計測対象である大容量送水ポンプ（タイプ I）の原子炉格納容器代替スプレイ時における最大流量は88³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却ポンプ出口流量の計測範囲は、0～200³/hとしており、計測対象である代替循環冷却ポンプの原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量は150³/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。

a. 代替パラメータによる推定

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

原子炉圧力容器内の水位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中央制御室運転員 A は、原子炉水位の他チャンネル値を確認し、他チャンネルの値も同じ傾向か否かを確認する。また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。

- ②中央制御室運転員 A は、読み取った値が正常であるかどうかを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により確認する。
- ③原子炉水位の計測範囲を超えた場合、発電課長は運転員に主要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は原子炉注水系のうち、機器動作状態にある重要代替計器の流量計から指示値を読み取る。
- ⑤中央制御室運転員 A は読み取った指示値を発電課長に報告する。
- ⑥発電課長は発電所対策本部へ重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑦発電所対策本部は、発電課長に主要パラメータの推定を連絡する。

(c) 操作の成立性

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

b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.15.5 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づきパラメータの監視が困難と判断した場合には、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中央制御室運転員 A 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中央制御室運転員 A は、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中央制御室運転員 A は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表により工学値に換算し、記録する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は1測定点当たり、中央制御室運転員1名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は5分以内で可能である

操作は中央制御室にて対応可能であるが、円滑に作業ができるように照明を整備する。

1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

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

a. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に所内常設蓄電式直流電源設備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，所内常設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第 1. 15. 2 表に示す。

b. 常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備からの給電

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，可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通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. 代替所内電気設備による給電

非常用所内電気設備の機能喪失し，必要な設備へ給電できない場合に，代替所内電気設備による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. 常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備からの給電

全交流動力電源が喪失し直流電源が枯渇するおそれがある場合に，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続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。

e. 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を可搬型計測器により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第 1. 15. 2 表に示す。

(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の監視ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャート第 1. 15. 5 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づきパラメータの監視が困難と判断した場合には、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中央制御室運転員 A 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中央制御室運転員 A は、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中央制御室運転員 A は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表により工学値に換算し、記録する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は 1 測定点当たり、中央制御室運転員 1 名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は 5 分以内で可能である。

操作は中央制御室にて対応可能であるが、円滑に作業ができるように照明を配備する。

f. 重大事故等時の対応手段の選択

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

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

所内常設蓄電式直流電源設備から給電されている間に常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備から計器に給電する。なお、非常用所内電源設備が機能喪失した場合には、代替所内電気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、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備から計器に給電する。

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

1. 15. 2. 3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

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

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を記録する。併せて、警報発生及びプラントトリップ状態を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し、第 1. 15. 5 表に示す。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

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

a. 安全パラメータ表示システム (SPDS) による記録

安全パラメータ表示システム (SPDS) は、常時記録であり、非常用電源又は代替電源から給電可能で、約 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

現場運転員又は重大事故等対策要員は、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. 1(2)b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1. 15. 2. 2(1)e. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

d. プロセス計算機の記録

(a) 運転日誌

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働状態にあれば、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) プラント診断支援機能

プロセス計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、中央制御室運転員等は、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

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

現場指示計の記録は記録用紙への記録であり、現場運転員又は重大事故等対策要員 1 名にて対応が可能である。

可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、中央制御室運転員 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帳票印刷は、中央制御室内にて、中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

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

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

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

全交流動力電源喪失時の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。

第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧

分類	機能喪失の想定する 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	当該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	重大事故等対応要領書 「重要パラメータの推定」	
			当該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 (把握能力) 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		
	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	重大事故等対応要領書 「可搬型計測器によるパラメータ監視」		
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源 (交流) からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等 対処設備	重大事故等対応要領書 (1.14で整理)	
			可搬型代替交流電源設備			
			号炉間電力融通設備	自主対 策設備		
		代替電源 (直流) からの給電	所内常設蓄電式直流電源設備	重大事故等 対処設備		
			常設代替直流電源設備			
			可搬型代替直流電源設備			
				125V代替充電器盤用電源車接続設備		自主対 策設備
		代替所内電気 設備による給電	代替所内電気設備	重大事故等 対処設備		
		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		重大事故等対応要領書 「可搬型計測器によるパラメータ監視」
		—	—	パラメータ記録		安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ収集装置, SPDS伝送装置, SPDS表示装置)
プロセス計算機	自主対 策設備					

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	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	原子炉圧力容器温度	5	0～500℃	最大値：約297℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して500℃までを監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	①
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）*1									
② 原子 炉 圧 力 容 器 内	原子炉圧力	2	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（9.26MPa[gage]）を包絡する範囲として設定。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	②
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	高圧代替注水系タービンの最高使用圧力（8.62MPa[gage]）を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの最高使用圧力（8.62MPa[gage]）を監視可能。	S	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）*1									
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
* 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
* 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ベデスタル底部）（O.P.-2500mm）のところとする。
* 8：計測範囲の零は、ドライウェル床面（O.P.1150mm）のところとする。
* 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P.25920mm）のところとする。
*10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
*11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
*12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
*13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
*14：検出点21箇所。
*15：所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	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（広帯域）	2	-3,800～1,500mm ^{*5}	有効燃料棒底部程度～レ ベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*5}	炉心の冷却状態を確認する上で原子炉水位制御範囲（レベル3～レベル8）及び有効燃料棒底部まで監視可能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	③
	原子炉水位（燃料域）	2	-3,800～1,300mm ^{*6}	有効燃料棒底部程度～レ ベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*6}		S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	④
	高压代替注水系ポンプ出口流量 ^{*1}	「④原子炉压力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 ヘッドスプレイライン洗浄流量） ^{*1}									
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量） ^{*1}									
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ^{*1}									
	代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*1}									
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	残留熱除去系ポンプ出口流量 ^{*1}									
	原子炉压力容器温度 ^{*1}									
	原子炉圧力 ^{*1}	「②原子炉压力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
圧力抑制室圧力 ^{*1}	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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压力容器の最高圧力に対する飽和温度。
* 5：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
* 6：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
* 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ベデスタル底部）（O.P.-2500mm）のところとする。
* 8：計測範囲の零は、ドライウェル床面（O.P.1150mm）のところとする。
* 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P.25920mm）のところとする。
*10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
*11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
*12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器への注水機能喪失及び原子炉压力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
*13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
*14：検出点21箇所。
*15：所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.	
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0~120m ³ /h	—*10	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉔	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉕	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (318m ³ /h, 1,050m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉖	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	—*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプⅠ) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系A系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。	B(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉗	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	—*10	大容量送水ポンプ (タイプⅠ) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系B系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。	B(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉘	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	0~100m ³ /h	—*10	直流駆動低圧注水ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉙	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	—*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (150m ³ /h) を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉚	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (1,050m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉛	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0~1,500m ³ /h	0~1,136m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式流量 検出器	可	㉜	
	原子炉水位 (広帯域) *1	「㉟原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									
	原子炉水位 (燃料域) *1	「㊱水源の確保」を監視するパラメータと同じ。									
復水貯蔵タンク水位*1	「㊲原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。										
圧力抑制室水位*1											

* 1 : 重要代替監視パラメータを示す。 * 2 : 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3 : 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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 : 計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。
* 6 : 計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
* 7 : 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部 (ベデスタル底部) (O.P.-2500mm) のところとする。
* 8 : 計測範囲の零は、ドライウエル床面 (O.P.1150mm) のところとする。
* 9 : 計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P.25920mm) のところとする。
* 10 : 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等 (運転時の異常な過渡変化時を含む) に関する値なし。
* 11 : 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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
* 12 : 原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時) に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
* 13 : 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
* 14 : 検出点21箇所。
* 15 : 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	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	原子炉格納容器下部注水量	1	0~110m ³ /h	—*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量（35m ³ /h, 50m ³ /h）*12を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替直流電源	差圧式流量検出器	可	④④
	原子炉格納容器代替スプレィ流量	2	0~100m ³ /h	—*10	大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた原子炉格納容器代替スプレィ冷却系による最大注水量（88m ³ /h）を監視可能。	-(Ss)	区分 I, II 直流電源 125V代替直流電源	差圧式流量検出器	可	④③
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	—*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレィ時における最大注水量（150m ³ /h）を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替直流電源	差圧式流量検出器	可	④⑩
	原子炉格納容器下部水位*1	「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	ドライウエル水位*1	「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	復水貯蔵タンク水位*1	「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	ドライウエル温度*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。								
ドライウエル圧力*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。									
圧力抑制室圧力*1										
⑥ 原子炉温度格納容器内の	ドライウエル温度	11	0~300℃	最大値：146℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	C(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替直流電源	熱電対	可	⑤
	圧力抑制室内空気温度*2	4	0~300℃	最大値：97℃		S	区分 II 直流電源 125V代替直流電源	熱電対	可	⑥
	サブプレッションプール水温度*2	16	0~200℃	最大値：97℃	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：854kPa[gage]）におけるサブプレッションプール水の飽和温度（約178℃）を監視可能。	S	区分 II 直流電源 125V代替直流電源	測温抵抗体	可	⑦
	ドライウエル圧力*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。								
	圧力抑制室圧力*1									

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
 * 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
 * 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ベデスタル底部）（O.P.-2500mm）のところとする。
 * 8：計測範囲の零は、ドライウエル床面（O.P.1150mm）のところとする。
 * 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P.25920mm）のところとする。
 *10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
 *11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 *13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *14：検出点21箇所。
 *15：所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	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	ドライウエル圧力*2	1	0～1MPa[abs]	最大値：330kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：854kPa[gage]）を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑧
	圧力抑制室圧力*2	1	0～1MPa[abs]	最大値：210kPa[gage]		C(Ss)				
	ドライウエル温度*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。								
	圧力抑制室内空気温度*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。								
⑧ 原子 炉格 納容 器内 の水 位	圧力抑制室水位	2	0～5m (O.P.-3900～1100mm)	0.05m (O.P.-3850mm)	外部水源注水量限界（通常運転水位+約2m（O.P.-1914mm））を把握できる範囲を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑩
	原子炉格納容器下部水位	12	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*7 (O.P.-2000mm, - 1500mm, -1000mm, - 500mm, 0mm, 300mm)	—*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水によるベDESTAL部の蓄水状況を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	電極式 水位検出器	可	⑪
	ドライウエル水位	6	0.02m, 0.23m, 0.34m*8 (O.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	電極式 水位検出器	可	⑫
	高压代替注水系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1									
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1									
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 ヘッドスプレイライン洗浄流量）*1									
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量）*1									
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉格納容器下部注水流量*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
原子炉格納容器代替スプレイ流量*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
復水貯蔵タンク水位*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。									

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
 * 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
 * 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ベDESTAL底部）（O.P.-2500mm）のところとする。
 * 8：計測範囲の零は、ドライウエル床面（O.P. 1150mm）のところとする。
 * 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P. 25920mm）のところとする。
 * 10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
 * 11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 * 12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 * 13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 14：検出点21箇所。
 * 15：所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	検出器 の種類	可搬型 計測器	図1.15.3 No.
⑨ 原子 炉格 納容 器内 の水 素濃 度	格納容器内水素濃度(D/W)*2	2	0~100vol%	0~1.9vol%	重大事故等時において、原子炉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。 重大事故等時において、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0~100vol%）を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	水素吸蔵材 料式水素 検出器	-	⑭
	格納容器内水素濃度(S/C)*2	2	0~100vol%	0~1.9vol%		-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	水素吸蔵材 料式水素 検出器	-	⑮
	格納容器内雰囲気水素濃度*2	2 2	0~30vol% 0~100vol%	0~1.9vol%		S	計器、サンプリング 装置： 区分Ⅰ、Ⅱ 交流計測制御電源	熱伝導率 式水素 検出器	-	⑬
⑩ 原子 放射 線量 率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満*11	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、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	-	⑰
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満*11	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、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	-	⑱
⑪ 未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域モニタ*2	8	中性子源領域 10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1×10 ³ ~1×10 ⁶ nv) 中間領域 0~40%又は 0~125% (1×10 ⁸ ~2×10 ¹³ nv)	定格出力の 約8倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 無停電交流電源	核分裂 電離箱	-	⑲
	平均出力領域モニタ*2	6*3	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8× 10 ¹⁴ nv)	定格出力の 約8倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示値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代替原子炉再循環ポンプトリップ機能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 無停電交流電源	核分裂 電離箱	-	⑳

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
* 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
* 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ペダスタル底部）(O.P.-2500mm)のところとする。
* 8：計測範囲の零は、ドライウェル床面(O.P.1150mm)のところとする。
* 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のところとする。
*10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
*11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
*12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
*13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
*14：検出点21箇所。
*15：所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図1.15.3 No.
⑩ 最終 ヒート シンク の 確保	サブプレッションプール水温度 ^{*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。					
	代替循環冷却ポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位（広帯域） ^{*1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位（燃料域） ^{*1}									
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウエル圧力 ^{*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。					
	圧力抑制室圧力 ^{*1}									
	ドライウエル温度 ^{*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。					
	圧力抑制室内空気温度 ^{*1}									
	原子炉格納容器下部水位 ^{*1}				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
ドライウエル水位 ^{*1}										

- * 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
* 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
* 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ベデスタル底部）（O.P.-2500mm）のところとする。
* 8：計測範囲の零は、ドライウエル床面（O.P.1150mm）のところとする。
* 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P.25920mm）のところとする。
*10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
*11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
*12：原子炉格納容器下部注水時に熔融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
*13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
*14：検出点21箇所。
*15：所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{*15}	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.	
⑫ 最終ヒートシシンの確保	原子炉格納容器フィルタバント系										
	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa [gage]	— ^{*10}	原子炉格納容器フィルタバント系フィルタ装置の最高使用圧力 (854kPa [gage]) を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V 代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㊸	
	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa [gage]	— ^{*10}	原子炉格納容器フィルタバント系フィルタ装置の最高使用圧力 (854kPa [gage]) を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V 代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㊹	
	フィルタ装置水位(広帯域)	3	<input type="text"/>	— ^{*10}	原子炉格納容器フィルタバント系フィルタ装置底部を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 (<input type="text"/>) 及び下限水位 (<input type="text"/>) を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V 代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	㊺	
	フィルタ装置水温度	3	0~200℃	— ^{*10}	原子炉格納容器フィルタバント系フィルタ装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V 代替 直流電源	熱電対	可	㊻	
	フィルタ装置出口水素濃度	1	0~30vol%	— ^{*10}	原子炉格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器バント後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタバント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。	-(Ss)	計器、サンプリング装置； 区分 I 交流計測制御電源 代替交流計測制御電源	熱伝導率式 水素検出器	-	㊼	
		1	0~100vol%								
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	— ^{*10}	原子炉格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器バント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (1.9×10 ³ mSv/h) を監視可能。	-(Ss)	区分 I、II 直流電源 125V 代替 直流電源	電離箱	-	㊽	
	ドライウェル圧力 ^{*1}	「㊶原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
	圧力抑制室圧力 ^{*1}										
格納容器内水素濃度(D/W) ^{*1}	「㊷原子炉圧力容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。										
格納容器内水素濃度(S/C) ^{*1}											

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
* 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
* 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ベデスタル底部）(O.P.-2500mm) のところとする。
* 8：計測範囲の零は、ドライウェル床面(O.P.1150mm) のところとする。
* 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P.25920mm) のところとする。
* 10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
* 11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
* 12：原子炉格納容器下部注水時に熔融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
* 13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
* 14：検出点21箇所。
* 15：所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	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	ドライウェル温度*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。								
	圧力抑制室内空気温度*2									
	サブプレッションプール水温度*1									
	ドライウェル圧力*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	圧力抑制室圧力*2									
	残留熱除去系ポンプ出口流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ（ただし、個数は2とする）。								
	原子炉補機冷却水系系統流量*1	2	0～4,000m ³ /h	0～2,800m ³ /h	原子炉補機冷却水系のポンプ2台あたりの定格流量（2,800m ³ /h）を監視可能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 無停電交流電源	差圧式流量 検出器	可	㉔
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量*1	2	0～1,500m ³ /h	0～950m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の最大流量（950m ³ /h）を監視可能。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の運転を行う場合に必要流量（392m ³ /h）を監視可能。	C(SS)	区分Ⅰ、Ⅱ 無停電交流電源	差圧式流量 検出器	可	㉕
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッションプール水温度*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。								
	残留熱除去系ポンプ出口圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。								

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
 * 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
 * 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ベデスタル底部）(O.P.-2500mm)のところとする。
 * 8：計測範囲の零は、ドライウェル床面(O.P.1150mm)のところとする。
 * 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のところとする。
 *10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
 *11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 *13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *14：検出点21箇所。
 *15：所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	検出器 の種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.	
④ 水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0～3, 200m ³ (O.P. 9586～19772mm)	0～3, 173m ³ (O.P. 9586～19686mm)	重大事故等時において復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル(0～3, 173m ³)を監視可能。	C(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	差圧式水位 検出器	可	㉕	
	圧力抑制室水位	「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。									
	高压代替注水系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1										
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1										
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）*1										
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）*1										
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1										
	原子炉格納容器下部注水流量*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
	残留熱除去系ポンプ出口流量*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（広帯域）*1										
	原子炉水位（燃料域）*1										
	高压代替注水系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa[gage]	—*10	高压代替注水系の運転時における高压代替注水系ポンプの最高使用圧力(14.0MPa[gage])を監視可能。	-(Ss)	区分 II 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉖	
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa[gage]	最大値：11.8MPa[gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力(11.8MPa[gage])を監視可能。	S	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉗		
復水移送ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa[gage]	—*10	低圧代替注水系（常設）の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力(1.37MPa[gage])を監視可能。	B(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉘		
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa[gage]	—*10	直流駆動低圧注水ポンプの運転時における直流駆動低圧注水ポンプの最高使用圧力(1.37MPa[gage])を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉙		
代替循環冷却ポンプ出口圧力*1	1	0～4MPa[gage]	—*10	代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力(3.73MPa[gage])を監視可能。	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉚		
高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。										
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力*1											
残留熱除去系ポンプ出口圧力*1											

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 * 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
 * 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
 * 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ベダスタル底部）(O.P.-2500mm)のところとする。
 * 8：計測範囲の零は、ドライウェル床面(O.P.1150mm)のところとする。
 * 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P.25920mm）のところとする。
 * 10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
 * 11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 * 12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 * 13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 * 14：検出点21箇所。
 * 15：所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分 I 直流電源又は区分 II 直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	検出器 の種類	可搬型 計測器	図1.15.3 No.
㉔ 原子 炉 建 屋 内 の 水 素 濃 度	原子炉建屋内水素濃度	7	0～10vol%	—*10	重大事故等において、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（なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 交流計測制御 電源 代替交流計測制御 電源 区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替直流電源	触媒式水素 検出器 熱伝導率式 水素検出器	—	㉔
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置*1	8*13	0～500℃	—*10	重大事故等において、静的触媒式水素再結合装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	㉔
㉕ 原 子 酸 素 格 納 容 器 内 の	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	0～30vol%	約4.3vol%	重大事故等において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.3vol%）を監視可能。	S	計器、サンプリング 装置： 区分Ⅰ、Ⅱ 交流計測制御電源	熱磁気風式 酸素検出器	—	㉕
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)*1	「㉔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モニタ (S/C)*1									
	ドライウェル圧力*1	「㉔原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	圧力抑制室圧力*1									

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
* 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
* 7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（ベデスタル底部）(O.P.-2500mm)のところとする。
* 8：計測範囲の零は、ドライウェル床面(O.P.1150mm)のところとする。
* 9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のところとする。
*10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
*11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
*12：原子炉格納容器下部注水時に熔融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
*13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
*14：検出点21箇所。
*15：所内常設蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、125V代替直流電源、区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*15	検出器 の種類	可搬型 計測器	図1.15.3 No.
⑩ 使用 済燃料 プールの 監視	使用済燃料プール水位／温度 (ヒートサーモ式)*2	1*14	-4,240～7,010mm*9 (O.P.21680～ 32930mm)	—*10	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源	熱電対	可	㊸
			0～150℃	—*10	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。					
	使用済燃料プール水位／温度 (ガイドパルス式)*2	1	-4,300～7,300mm*9 (O.P.21620～ 33220mm)	0.P.32895mm	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	B(Ss)	区分Ⅰ 交流計測制御電源 区分Ⅰ 直流電源 125V代替直流電源	ガイド パルス水位 検出器	—	㊸
			0～120℃	最大値：65℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。			測温抵抗体		
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量，低線量)*2	1	10 ¹ ～10 ⁶ mSv/h	—*10	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲（5.4×10 ⁻² ～10 ⁷ mSv/h）にわたり放射線量率を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	電離箱	—	㊸
			10 ⁻² ～10 ⁶ mSv/h							
使用済燃料プール監視カメラ*2	1	—	—*10	重大事故等時において、使用済燃料プールの状況を監視可能。	-(Ss)	区分Ⅰ 交流計測制御電源	可視光 カメラ	—	㊸	

* 1：重要代替監視パラメータを示す。 * 2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
* 3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，A系17個及びB系14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：計測範囲の零は，原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
* 6：計測範囲の零は，原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
* 7：計測範囲の零は，原子炉格納容器下部（ベダスタル底部）(O.P.-2500mm)のところとする。
* 8：計測範囲の零は，ドライウエル床面(O.P.1150mm)のところとする。
* 9：計測範囲の零は，使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のところとする。
*10：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故等（運転時の異常な過渡変化時を含む）に関する値なし。
*11：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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
*12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また，原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉圧力容器零レベル時）に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
*13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して，入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
*14：検出点21箇所。
*15：所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は，125V代替直流電源，区分Ⅰ直流電源又は区分Ⅱ直流電源とした計器である。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/10)

- 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）により推定する。
 ケース②：水位を注水源もしくは注水先の水位変化，注水量又は出口圧力により推定する。
 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，流量等の傾向監視により推定する。
 ケース⑤：圧力，温度又は水位を水の飽和状態の関係により推定する。
 ケース⑥：注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定する。
 ケース⑦：未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
 ケース⑧：酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
 ケース⑨：水素濃度を装置の動作状況により推定する。
 ケース⑩：エリア放射線モニタの傾向監視により，格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
 ケース⑪：原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内の圧力により推定する。
 ケース⑫：使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定する。
 ケース⑬：原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の滴水状態を推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他の検出器 ②原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ③ [残留熱除去系熱交換器入口温度]*2	ケース①	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は，他の検出器により推定する。
			ケース⑤	②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 ③原子炉圧力容器温度 ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域）	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。
			ケース⑤	②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により推定する。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力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。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量） ②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力容器温度 ④原子炉圧力 ④圧力抑制室圧力	ケース①	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
			ケース②	②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，高圧代替注水系ポンプ出口流量，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量），残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量），直流駆動低圧注水ポンプ出口流量，代替循環冷却ポンプ出口流量，低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量のうち，実際の機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。
			ケース⑤	③原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力から飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
			ケース⑬	④原子炉圧力容器への注水により，主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の滴水を推定する。
				推定は主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/10)

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
原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	①高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
			ケース③	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
			ケース③	
	高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	①高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
			ケース③	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
ケース③				
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。	
		ケース③		
代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	ケース③	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。	
		ケース③		
低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	ケース③	①低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。	
		ケース③		

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/10)

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
器原 への 炉注 圧水 力量 容量	残留熱除去系ポンプ出口流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②圧力抑制室水位	ケース③	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
			ケース③	
原子 炉格 納容 器へ の注 水量	原子炉格納容器下部注水流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②復水貯蔵タンク水位	ケース③	①原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、溶融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	ケース③ ケース⑥	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	ケース③ ケース⑥	
原子 炉格 納容 器内 の温 度	ドライウエル温度	①主要パラメータの他検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	ケース① ケース⑤ ケース⑤	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他検出器 ②サブプレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	ケース① ケース① ケース⑤	
	サブプレッションプール水温度	①主要パラメータの他検出器 ②圧力抑制室内空気温度	ケース① ケース①	

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (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圧力	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	ケース①	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。
			ケース⑤	②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。
			ケース①	③監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)より、ドライウエル圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	ケース①	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。
			ケース⑤	②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。
			ケース①	③監視可能であれば圧力抑制室圧力(常用計器)により、圧力抑制室圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ④高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ⑤残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ⑥残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ⑦直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ⑧原子炉格納容器下部注水流量 ⑨原子炉格納容器代替スプレイ流量 ⑩復水貯蔵タンク水位	ケース①	①圧力抑制室水位の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。
			ケース②	②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量により、外部水源を使用した注水量の積算により圧力抑制室水位を推定する。
	ケース②		③水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、圧力抑制室水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記②、③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場合を想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサブプレッションチェンバからの原子炉格納容器ベント操作可否判断(通常運転水位+約2m(O.P.-1914mm))から考えると保守的な評価となることから問題ない。)	
	ケース②		推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ③原子炉格納容器代替スプレイ流量 ④代替循環冷却ポンプ出口流量	ケース①	①原子炉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。
			ケース②	②原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
ドライウエル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ③原子炉格納容器代替スプレイ流量 ④代替循環冷却ポンプ出口流量	ケース①	①ドライウエル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		ケース②	②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量によりドライウエル水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/10)

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素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	ケース① ケース①	①格納容器内水素濃度 (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格納容器内水素濃度 (D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度 (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	ケース① ケース①	①格納容器内水素濃度 (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格納容器内水素濃度 (S/C)の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気水素濃度	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 (D/W) ③格納容器内水素濃度 (S/C)	ケース① ケース①	①格納容器内雰囲気水素濃度の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格納容器内雰囲気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (D/W)及び格納容器内水素濃度 (S/C)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。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	ケース① ケース①	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)の監視が不可能となった場合には、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モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	ケース① ケース①	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)の監視が不可能となった場合には、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。
未臨界の維持又は監視	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 ③ [制御棒位置指示系] *2	ケース① ケース① ケース⑦	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は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ)により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	ケース① ケース① ケース⑦	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は、起動領域モニタにより推定する。 ③起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ)により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	ケース⑦ ケース⑦	①制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、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。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/10)

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	サブプレッションプール水温度	ケース① ケース①	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。	
		代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉压力容器への注水)	ケース③ ケース④	①原子炉压力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ②原子炉压力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉压力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は注水先の原子炉水位を優先する。	
		代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器への注水)	ケース③ ケース④	①原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の水位変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ②原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は、注水先の原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位を推定する。	
		代替循環冷却ポンプ出口流量 (サブプレッションプール水冷却)	ケース④	①サブプレッションプール水の冷却時において代替循環ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。	
	原子炉格納容器フィルタベント系	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	ケース①	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
		フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	ケース①	①フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
		フィルタ装置水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース①	①フィルタ装置水位 (広帯域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース①	①フィルタ装置水温度の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。
		フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W) ①格納容器内水素濃度 (S/C)	ケース①	①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W) 又は格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	ケース①	①フィルタ装置出口放射線モニタの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。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/10)

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	耐圧強化ベント系	ドライウエル温度	ケース①	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。
			ケース⑤	②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。
			ケース⑤	③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
		圧力抑制室内空気温度	ケース①	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。
			ケース①	②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。
			ケース⑤	③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
	ドライウエル圧力	ケース①	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。	
		ケース⑤	②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。	
		ケース①	③監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により、ドライウエル圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。	
	圧力抑制室圧力	ケース①	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。	
		ケース⑤	②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。	
		ケース①	③監視可能であれば圧力抑制室圧力(常用計器)により、圧力抑制室圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。	
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	ケース④	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。
	[残留熱除去系熱交換器入口温度]*2	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッションプール水温度	ケース④	①残留熱除去系熱交換器入口温度(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度及びサブプレッション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。
	[残留熱除去系熱交換器出口温度]*2	①原子炉補機冷却水系系統流量 ①残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	ケース④	①残留熱除去系熱交換器出口温度(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水系系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/10)

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	状態 原子炉 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース①	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の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。
			ケース⑤	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/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。
	状態 原子炉 原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉圧力容器温度	ケース①	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は, 他の検出器により推定する。
			ケース⑤	②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 推定は, 主要パラメータの他の検出器を優先する。
	状態 原子炉 原子炉格納容器内の	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力	ケース①	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 圧力抑制室圧力により推定する。
			ケース⑤	②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により, ドライウエル圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置及びピント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	状態 原子炉 原子炉格納容器内の	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	ケース①	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。
			ケース⑤	②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	状態 原子炉 原子炉格納容器内の	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	ケース①	①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。
			ケース⑤	②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力を優先する。
	状態 原子炉 原子炉格納容器内の	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	ケース①	①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。
			ケース⑤	②残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (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	格納容器内雰囲気酸素濃度	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モニタ (D/W) ③格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ④ドライウェル圧力 ⑤圧力抑制室圧力	ケース①	①格納容器内雰囲気酸素濃度の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格納容器内雰囲気酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内雰囲気酸素濃度を推定する。 ③ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の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。
			ケース⑧	
			ケース⑩	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	ケース⑫	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) を優先する。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	ケース⑫	
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース⑫	
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) ①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	ケース⑫	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1. 15. 4 表 補助パラメータ (1/4)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	275kV母線電圧	275kV母線の受電状態の確認するパラメータ
	66kV塚浜線電圧	66kV塚浜線の受電状態を確認するパラメータ
	6-2F-1母線電圧* ¹	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	6-2F-2母線電圧* ¹	
	6-2G母線電圧	
	6-2C母線電圧* ¹	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	6-2D母線電圧* ¹	
	6-2H母線電圧* ¹	
	4-2G母線電圧	緊急用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	4-2C母線電圧* ¹	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	4-2D母線電圧* ¹	
	125V直流主母線2A電圧* ¹	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	125V直流主母線2B電圧* ¹	
	125V直流主母線2A-1電圧* ¹	
	125V直流主母線2B-1電圧* ¹	
	HPCS125V直流主母線電圧* ¹	
	250V直流主母線電圧* ¹	
	GTG発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	GTG発電機電力	
	GTG発電機周波数	
	電源車電圧	
	電源車周波数	
	D/G(2A)電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	D/G(2B)電圧	
	D/G(2A)電力	
	D/G(2B)電力	
	D/G(2A)周波数	
	D/G(2B)周波数	
D/G(2H)電圧	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	
D/G(2H)電力		
D/G(2H)周波数		

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

第1. 15. 4表 補助パラメータ (2/4)

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	D/G (3A) 電圧 (3号炉)	非常用ディーゼル発電機 (3号炉) の運転状態を確認するパラメータ
	D/G (3B) 電圧 (3号炉)	
	D/G (3A) 電力 (3号炉)	
	D/G (3B) 電力 (3号炉)	
	D/G (3A) 周波数 (3号炉)	
	D/G (3B) 周波数 (3号炉)	
	燃料の確保状態を確認するパラメータ	軽油タンク油面
		ガスタービン発電設備軽油タンク油面
		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入口圧力	高压代替注水系ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	高压代替注水系タービン排気圧力	
	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の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉隔離時冷却系タービン回転数	
	大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力	大容量送水ポンプ (タイプ I) の運転状態を確認するパラメータ
	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	
その他	制御棒駆動水ポンプ出口流量	制御棒駆動水圧系の運転状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動水原子炉間差圧	
	制御棒駆動機構温度	
	アキュームレータ充填水圧力	
	高压窒素ガス供給系 ADS入口圧力*1	高压窒素ガス供給系の運転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ポンベ出口圧力	
	代替高压窒素ガス供給系窒素ガスポンベラック出口圧力	代替高压窒素ガス供給系の運転状態を確認するパラメータ
	代替高压窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力*1	
	残留熱除去系ポンプ室漏えい検出周囲温度	当該系統の漏えいを確認するパラメータ
	プロセス放射線モニタ	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ
	ドライウェルサンプ水位	
	格納容器pH調整系タンク水位	格納容器pH調整系の運転状態を確認するパラメータ
	格納容器pH調整系ポンプ出口圧力	
	給水流量	給・復水水系の運転状態を確認するパラメータ
原子炉給水ポンプ出口ヘッダ圧力		

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

第1. 15. 4表 補助パラメータ (3/4)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	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
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口流量	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口圧力	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱管表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱管内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱管出口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口温度	
	可燃性ガス濃度制御系冷却器出口ガス温度	
	原子炉補機冷却水系冷却水供給温度	
	原子炉補機冷却水系冷却水供給圧力	
	原子炉補機冷却水系サージタンク水位	
	原子炉補機冷却海水系ポンプ出口圧力	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
	残留熱除去系熱交換器冷却水出口温度	
	プレート式熱交換器出口温度	原子炉補機代替冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
	淡水ポンプ出口圧力	
	淡水ポンプ入口圧力	
	ストレーナ入口圧力	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量	
	原子炉ウェル水位	原子炉格納容器頂部注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給圧力	高圧炉心スプレイ補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給温度	
	燃料プール補給水ポンプ出口流量	燃料プール補給水系の運転状態を確認するパラメータ
	燃料プール補給水ポンプ出口圧力	
	スキマサージタンク水位	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	燃料プール浄化系ポンプ出口流量	燃料プール冷却浄化系ポンプの運転状態を確認するパラメータ

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

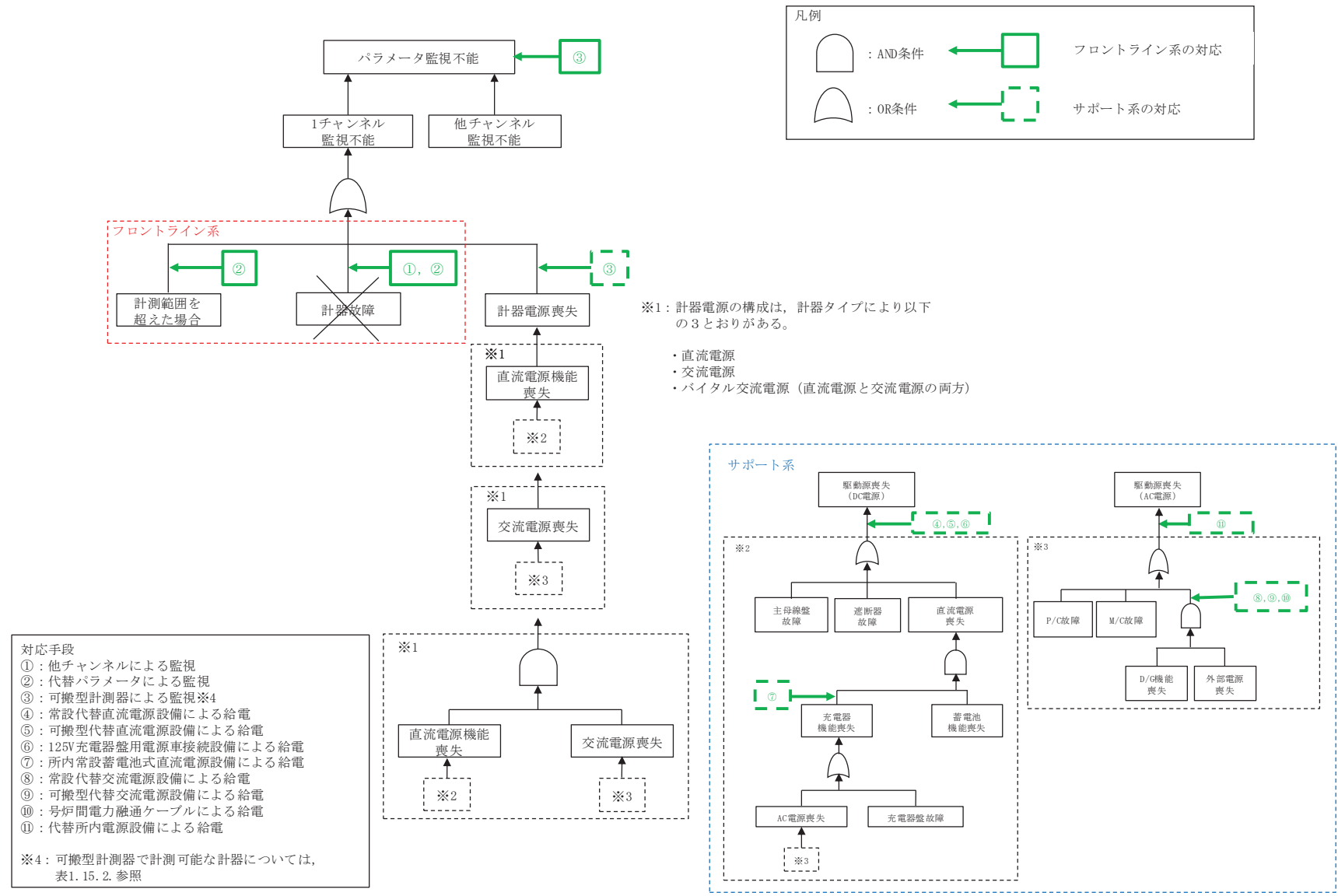
第1. 15. 4表 補助パラメータ (4/4)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	純水タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ
	純水移送ポンプ出口圧力	
	ろ過水タンク水位	
	淡水貯水槽 (No. 1)	
	淡水貯水槽 (No. 2)	
	原水タンク水位	耐圧強化ベントの運転状況を確認するパラメータ
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	
	モニタリングポスト	屋外の放射線量を確認するパラメータ
	可搬型代替モニタリング設備	
可搬型モニタリング設備		

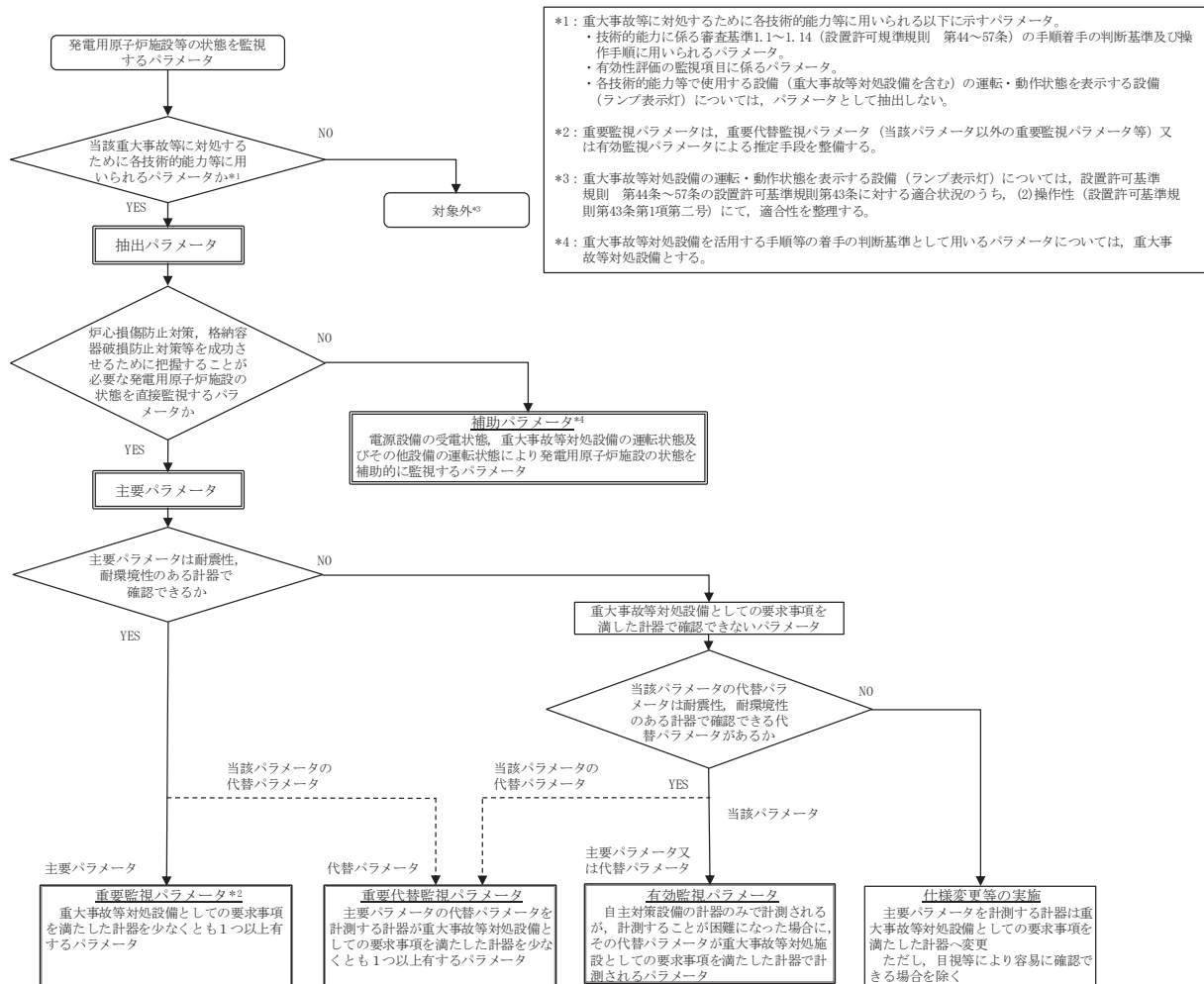
*1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる尾パラメータについては、重大事故等対処設備とする。

第 1.15.5 表 有効監視パラメータ（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		要否理由	記録	備考
		計測			記録先	
		可否	要否			
原子炉圧力容器内の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	可	否	重要監視パラメータである原子炉圧力容器温度で推定可能なため可搬型計測器での計測を必須としない。	中央制御室記録計及びSPDS伝送装置	
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	制御棒位置指示系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機 SPDS伝送装置	
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	可	否	重要監視パラメータである原子炉圧力容器温度で推定可能なため可搬型計測器での計測を必須としない。	中央制御室記録計及びSPDS伝送装置	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	可	否			
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	

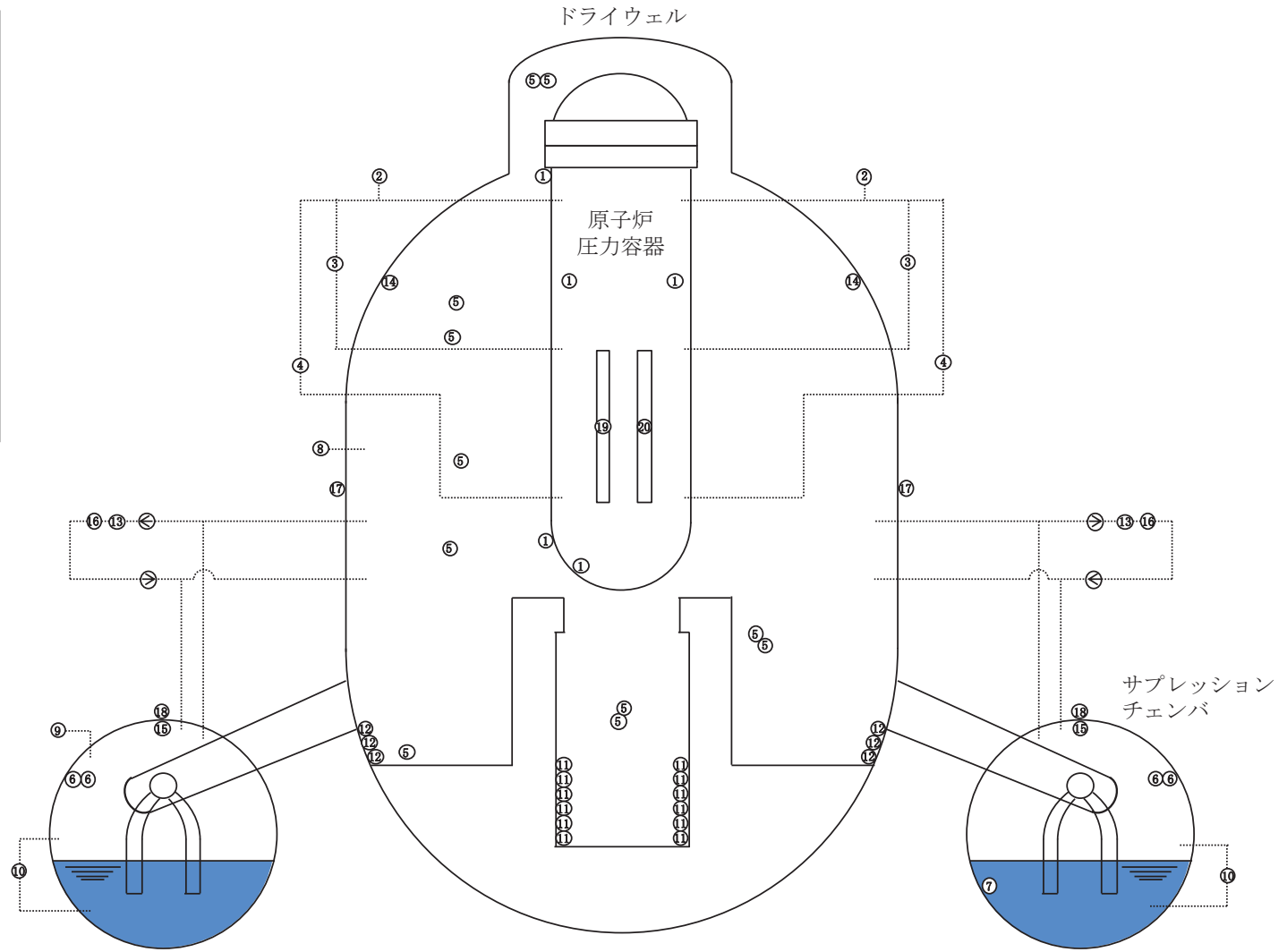


第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.15.2 図 主要パラメータ並びに重大事故等対処設備及び自主対策設備の選定フロー

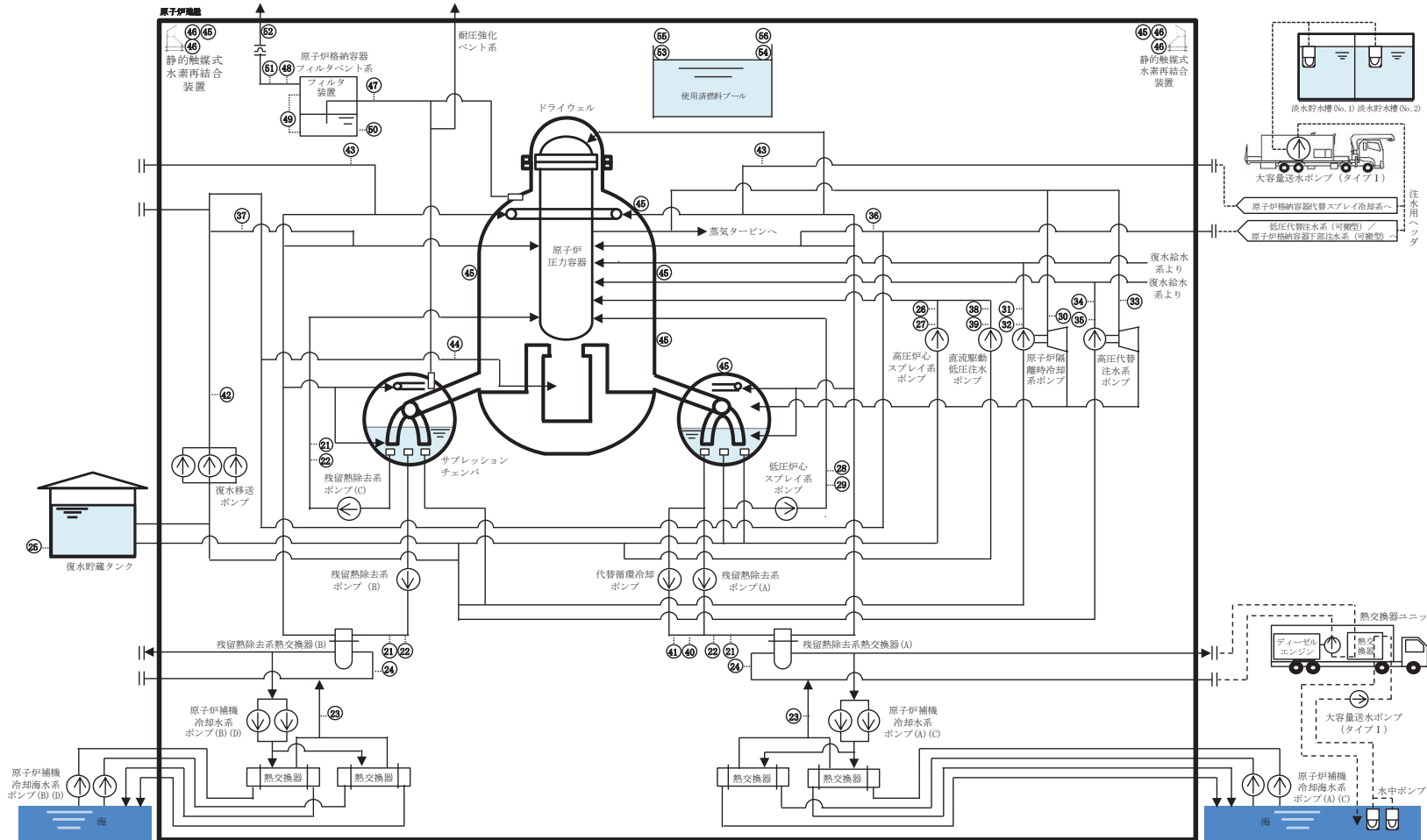
- 【凡例】
- ①：原子炉圧力容器温度
 - ②：原子炉圧力
 - ③：原子炉水位（広帯域）
 - ④：原子炉水位（燃料域）
 - ⑤：ドライウエル温度
 - ⑥：圧力抑制室内空気温度
 - ⑦：サブプレッションプール水温度
 - ⑧：ドライウエル圧力
 - ⑨：圧力抑制室圧力
 - ⑩：圧力抑制室水位
 - ⑪：原子炉格納容器下部水位
 - ⑫：ドライウエル水位
 - ⑬：格納容器内雰囲気水素濃度
 - ⑭：格納容器内水素濃度 (D/W)
 - ⑮：格納容器内水素濃度 (S/C)
 - ⑯：格納容器内雰囲気酸素濃度
 - ⑰：格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
 - ⑱：格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
 - ⑲：起動領域モニタ
 - ⑳：平均出力領域モニタ



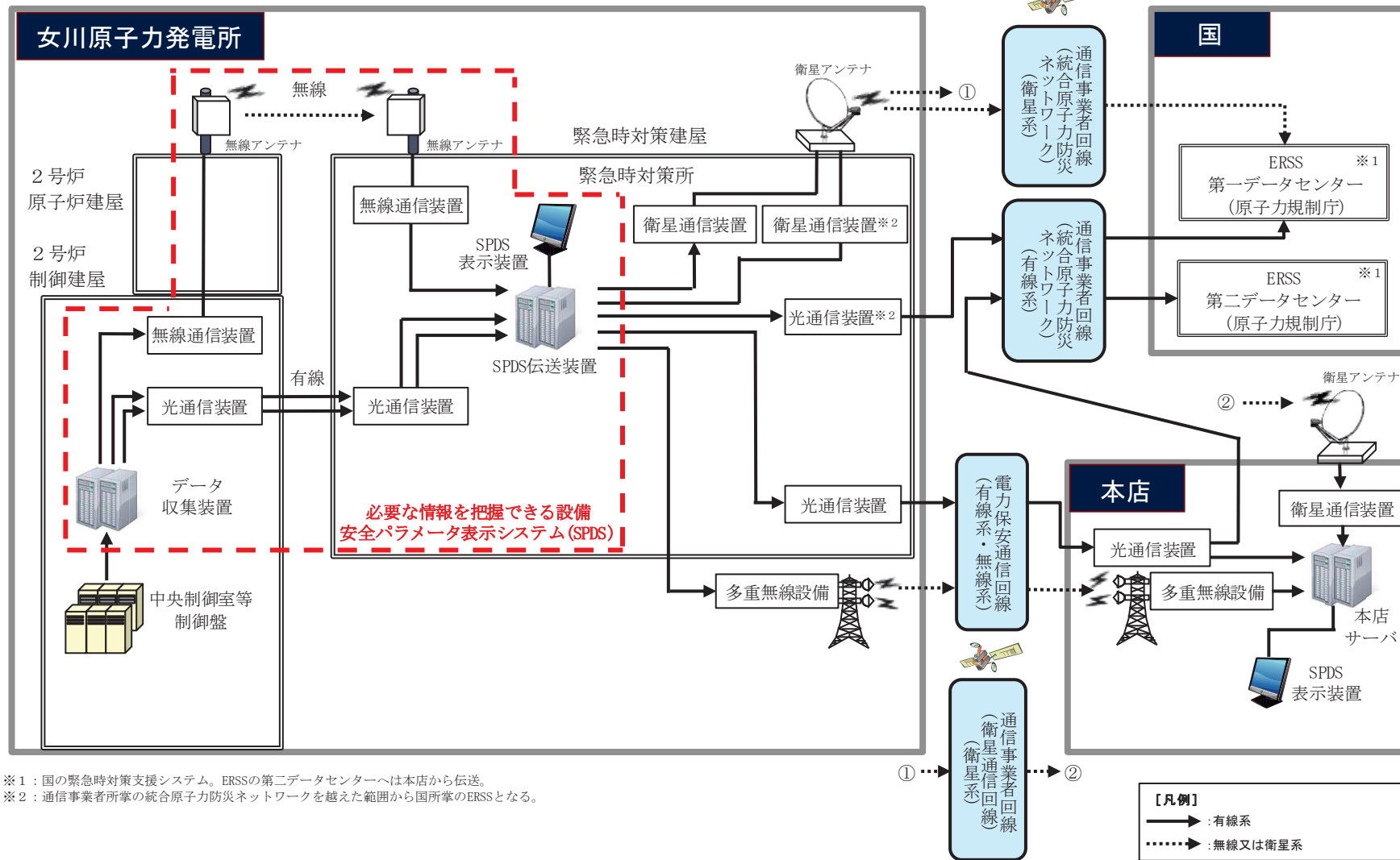
第 1.15.3 図 各計器の概要(1/3)

【凡例】

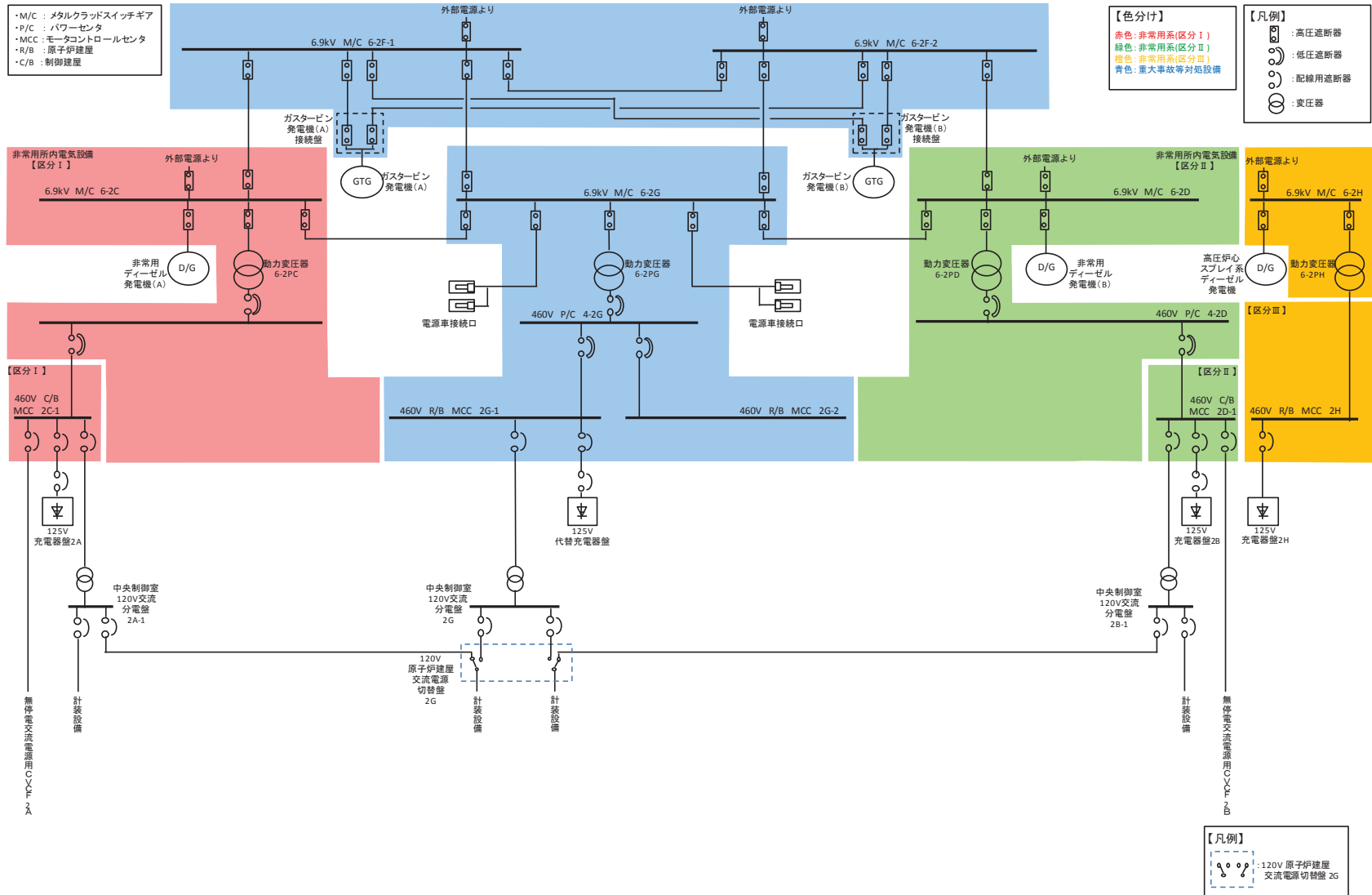
- | | | | | |
|----------------------|------------------------------|---|-----------------------|---------------------------------|
| ①: 残留熱除去系ポンプ出口流量 | ⑳: 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力 | ㉞: 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量) | ㉟: 復水移送ポンプ出口圧力 | ㊱: フィルタ装置水温度 |
| ②: 残留熱除去系ポンプ出口圧力 | ㉑: 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 | ㉟: 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) | ㊲: 原子炉格納容器代替スプレィ流量 | ㊲: フィルタ装置出口水素濃度 |
| ③: 原子炉補機冷却水系系統流量 | ㉒: 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 | ㊱: 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 | ㊳: 原子炉格納容器下部注水流量 | ㊳: フィルタ装置出口放射線モニタ |
| ④: 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 | ㉓: 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 | ㊲: 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 | ㊴: 原子炉建屋内水素濃度 | ㊴: 使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモス) |
| ⑤: 復水貯蔵タンク水位 | ㉔: 高圧代替注水タービン入口蒸気圧力 | ㊳: 代替循環冷却ポンプ出口流量 | ㊵: 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 | ㊵: 使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルスス) |
| ⑥: 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 | ㉕: 高圧代替注水系ポンプ出口流量 | ㊴: 代替循環冷却ポンプ出口圧力 | ㊶: フィルタ装置入口圧力(広帯域) | ㊶: 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) |
| ⑦: 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力 | ㉖: 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 | ㊵: フィルタ装置出口圧力(広帯域) | ㊷: 使用済燃料プール監視カメラ | |
| ⑧: 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 | | ㊶: フィルタ装置水位(広帯域) | | |



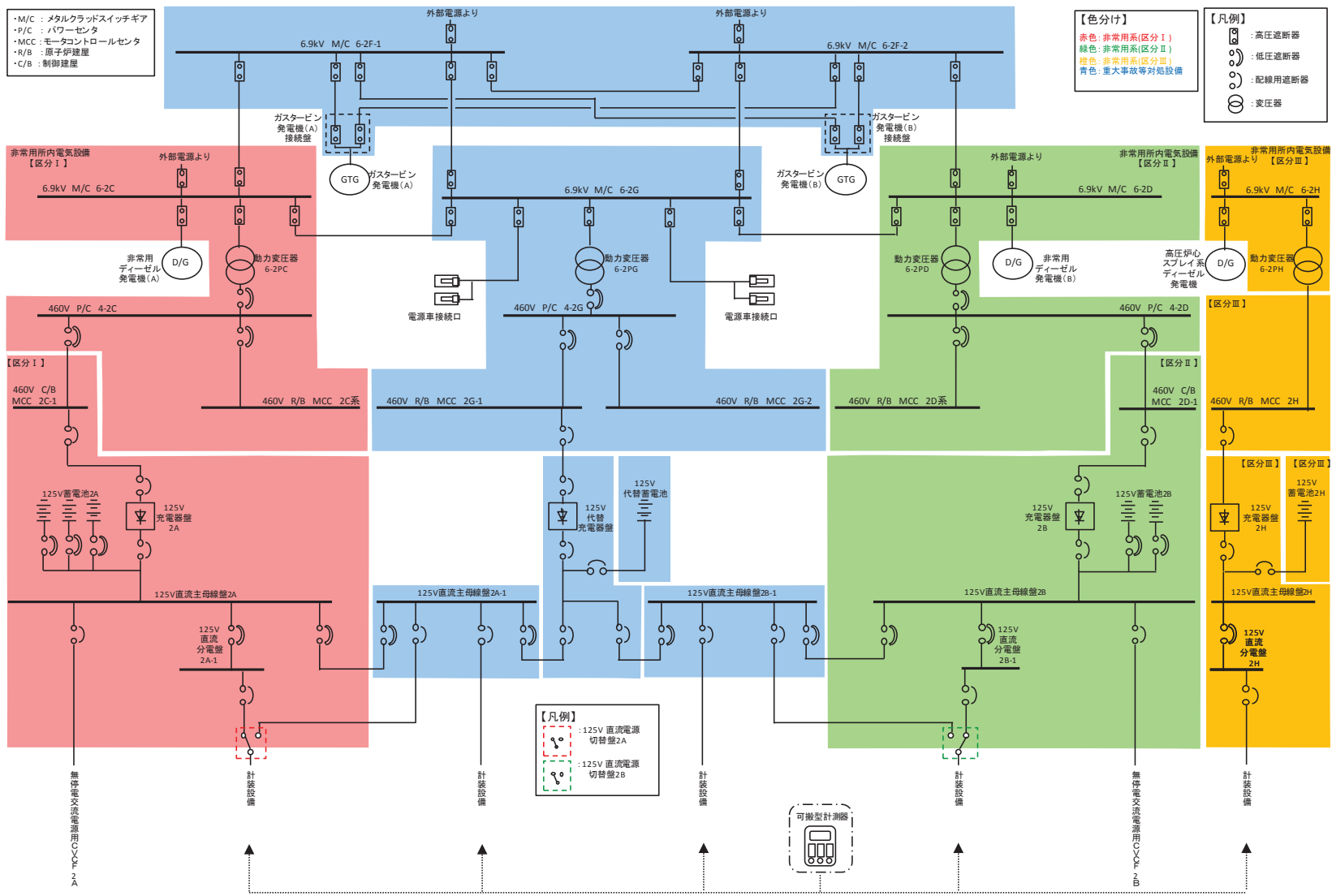
第 1.15.3 図 各計器の概要(2/3)



第 1.15.3 図 各計器の概要 (3/3)



第 1.15.4 図 計器の電源構成 (交流)



第 1.15.4 図 計器の電源構成 (直流)

		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											対応手段					
可搬型計測器によるパラメータの計測, 監視	中央制御室 運転員A	1																②③④
			1測定点あたり, 5分 (接続, 測定のみ) ※															

※: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1. 15. 5 図 可搬型計測器による監視パラメータタイムチャート

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を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>【解釈】 1 第 73 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—
<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化すること。（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化すること。（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。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p>	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。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定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。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定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	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	-	-			-				
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	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	-	-			-				
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	
	-	-			-				
代替電源(直流)からの給電	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設	① ⑥ ⑦	代替電源(直流)からの給電	125V 代替充電器盤用電源車接続設備	常設 可搬	-	-	
	常設代替直流電源設備	新設			-				
	可搬型代替直流電源設備	新設			-				
代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	代替電源(交流)からの給電	号炉間電力融通設備	常設	-	-	手順は電源の確保に関する手順等にて整備する。
	可搬型代替交流電源設備	新設			-				
	-	-			-				
設備による給電	代替所内電気	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ収集装置, SPDS 伝送装置, SPDS 表示装置)	新設	① ⑤ ⑦ ⑩	パラメータ記録	プロセス計算機	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	-	-			-				

重大事故等の対処に必要なパラメータの選定

1. 選定の考え方

炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは，技術的能力に係る審査基準 1.1～1.14 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により選定する。

選定した主要パラメータ^{※1}は，以下の通り分類する（第1図参照）。

なお，監視対象パラメータについては，添付資料 1.15.3 参照。

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

・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。

・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。

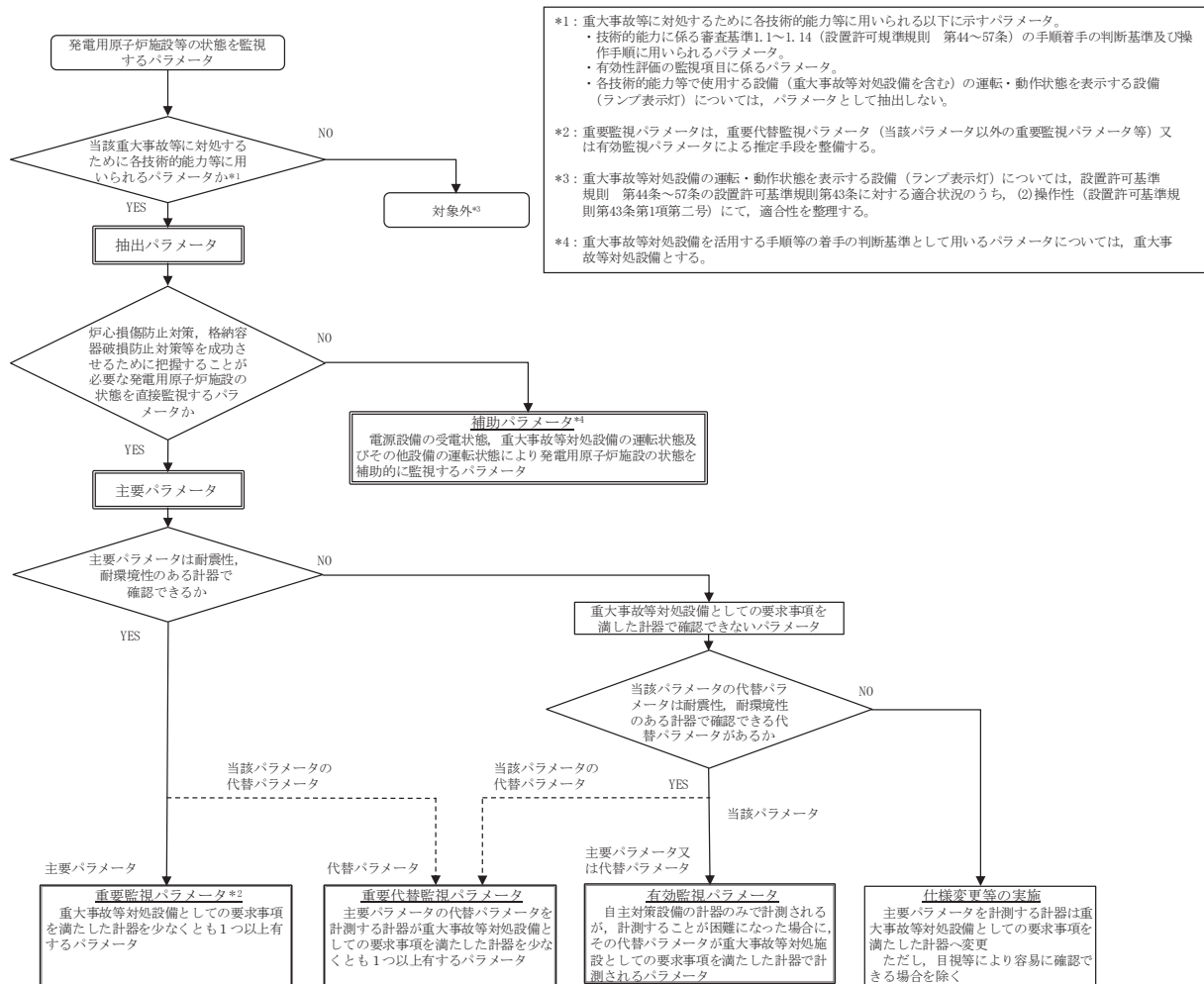
・有効監視パラメータ

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

・補助パラメータ

抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により，発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

なお，主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は，重大事故等時に発電用原子炉施設の状態を把握するため，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。



第1図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

2. 選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.14 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、炉心損傷防止、格納容器破損防止対策等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。

選定結果を第 1 表に示す。

第 1 表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (1/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他の検出器 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度] *
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力容器温度 圧力抑制室圧力

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(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	高圧代替注水系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位
	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位
	低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位
	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 復水貯蔵タンク水位
	原子炉格納容器代替スプレー流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
	圧力抑制室内空気温度	主要パラメータの他の検出器 サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力
	サブプレッションプール水温度	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制室内空気温度

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(3/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 [ドライウエル圧力] ※
	圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力] ※
原子炉格納容器内の 水位	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャンネル 高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレー流量 復水貯蔵タンク水位
	原子炉格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレー流量 代替循環冷却ポンプ出口流量
	ドライウエル水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレー流量 代替循環冷却ポンプ出口流量
原子炉格納容器内の 濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気水素濃度
	格納容器内水素濃度(S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気水素濃度
	格納容器内雰囲気水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
原子炉格納容器 内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ] ※
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ] ※

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(4/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ [制御棒位置指示系] ※	
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ [制御棒位置指示系] ※	
	[制御棒位置指示系] ※	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ	
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッションプール水温度	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制室内空気温度
		代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉圧力容器への注水）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力容器温度
		代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉格納容器への注水）	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		代替循環冷却ポンプ出口流量（サブプレッションプール水冷却）	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
	原子炉格納容器フィルタベント系	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		フィルタ装置出口圧力（広帯域）	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		フィルタ装置水位（広帯域）	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置水温度	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置出口水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		フィルタ装置出口放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(5/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ		
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系	ドライウエル温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	
		圧力抑制室内空気温度	主要パラメータの他の検出器 サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力	
		ドライウエル圧力	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 [ドライウエル圧力] ※	
		圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力] ※	
	残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口圧力	
		[残留熱除去系熱交換器入口温度] ※	原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水温度	
		[残留熱除去系熱交換器出口温度] ※	原子炉補機冷却水系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	
	格納容器バイパスの監視	原子炉状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル
			原子炉圧力容器内の 原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力容器温度
		格納容器状態	原子炉格納容器内の ドライウエル温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力
原子炉格納容器内の ドライウエル圧力			圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 [ドライウエル圧力] ※	
原子炉建屋内の状態		原子炉建屋内の 高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	原子炉圧力 [エリア放射線モニタ] ※	
		原子炉建屋内の 低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	原子炉圧力 [エリア放射線モニタ] ※	
		原子炉建屋内の 残留熱除去系ポンプ出口圧力	原子炉圧力 [エリア放射線モニタ] ※	

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(6/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高压代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高压代替注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)
	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャンネル 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)

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

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

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

重大事故等時に、運転員が確認する監視項目について、主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力1. 1～1. 14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. 14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（自主対策設備による対応を除く）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。【技術的能力における各手順の判断と確認】
- (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順の判断と確認
 - 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
 - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認
 - (1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS 失敗
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+高圧注水失敗
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗
 - 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) 運転中の原子炉における重大事故
 - 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

- 3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合
 - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
- (3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
- 4.1 想定事故 1
 - 4.2 想定事故 2
- (4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 5.1 崩壊熱除去機能喪失
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材の流出
 - 5.4 反応度の誤投入

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. 「SB0 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の蓄電池が健全であるため、蓄電池により計測可能な計器数を示す。
- f. 「SB0 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）の直流電源を延命した場合に計測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補助監視パラメータ
- h. 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助的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 SB0」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又は区分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。

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ												評価	
			抽出パラメータを計測する計器						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									
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)非常時操作手順書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）																
非常時操作手順書 （徴候ベース） 「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	2	2	2	0	-	-	-						
		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	-	-	-						
			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。
原子炉出力	平均出力領域モニタ	起動領域モニタ	8	8	0	0	-	-	8	8	0	0	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。		
		[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	-	-	1	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能。			
非常時操作手順書 （徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力） 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動）	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	-	-	-						
			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	起動領域モニタ	8	8	0	0	-	-	8	8	0	0	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。
				[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	-	-	1	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能。	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」																
非常時操作手順書 （徴候ベース） 「反応度制御」 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉抑制（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	-	-	-						
			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。
	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉抑制（手動）	代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器開放状態 原子炉再循環ポンプ運転状態	代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器表示灯	2	2	1	1	-	-	-						
			静止形原子炉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	起動領域モニタ	8	8	0	0	-	-	8	8	0	0	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。		
		[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	-	-	1	1	0	0	制御棒位置指示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	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	-	6	6	0	0	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。		
		[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	-	-	1	1	0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ											評価		
			抽出パラメータを計測する計器						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					
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」	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	—	—	—						
			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。
自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止	操作	自動減圧系作動阻止機能の作動の有無	ADS作動阻止警報	2	2	1	1	—	—	—						
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	判断基準	原子炉出力	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。
			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	—	—	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能。						
	操作	原子炉格納容器内の温度	サプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。
			平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。
			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	—	—	制御棒位置指示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	8	8	0	0	①	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。
			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	—	—	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能。						
ほう酸水注入系ポンプ出口圧力	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	—									
ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	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	—									
原子炉冷却材浄化系運転状態	原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯	2	0	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	分類	監視パラメータ											評価				
			抽出パラメータを計測する計器					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											
	判断基準	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「反応度制御」 原子炉压力容器内の水位 低下操作による原子炉出力抑制	操作	原子炉出力	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	—	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。	
			起動領域モニタ	8	8	0	0	①	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	—	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。		
		原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯	8	8	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域)	3 2	3 2	1 1	0 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
										高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0				
										残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1				
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
										低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
										原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	
		原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。											
		原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。											
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	—											
		原子炉压力容器への注水量	給水流量	4	4	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—				
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。			
		高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	—	—	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	—	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。					
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	—	—	—	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。					
補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—				
	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	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	—	—	—	—	—	—					
	原子炉隔離時冷却系タービン回転数	2	2	2	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—					
	高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—					

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ											評価			
			抽出パラメータを計測する計器					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										
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動)	判断基準	—	—											—			
	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	—	—	—						—	
			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。	
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。	
			起動領域モニタ	8	8	0	0	①	—	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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。	
	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	判断基準	—	—											—		
操作		補機監視機能	制御棒駆動水原子炉間差圧	1	1	0	1	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—						—	
		プラント停止状態	スクラム弁開閉表示	137	137	0	0	—	—	—						—	
			全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	—	—	—						—	
			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。	
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。	
起動領域モニタ	8		8	0	0	①	—	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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。			

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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直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Ⅲ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	区分Ⅲ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発電用原子炉の冷却																	
非常時操作手順書 (最低ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替蒸発冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力抑制室圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 2	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 2	0 1 0 1 1 1 1 1 1 5 1 1 1 1	1 0 0 0 1 0 0 0 2 0 1 1 0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		電源の確保	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—							
非常時操作手順書(設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水(中央制御室)」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2	0 1 0 1 1 1 0 0 0 1 1 1	1 0 0 0 1 0 1 0 0 0 1 1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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。	
														復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		

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	監視パラメータ												評価		
		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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響							SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直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								
非常時操作手順書 (敬候ベース) 「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)	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			2	2	1	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
			1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
			1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
			1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			1	1	1	0			代替蒸気冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
			5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による
2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。							
2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原							
1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	子炉圧力容器の満水を推定可能。							
1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-				
非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水(現場)」	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
			1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
			1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
			1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
			1	1	0	1			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
			1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
			1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
			1	1	1	0			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
			1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
			2	2	1	1			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
			2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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				
非常時操作手順書 (監視ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプ による原子炉注水（現場）」	操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の 水位	[原子炉水位（狭帯域）]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
							残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量）			1	1	1	0			
							残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量）			1	1	0	1			
							直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量			1	1	1	0			
							代替磨損冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0			
							低圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量			1	1	1	0			
							残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2			
							原子炉圧力容器温度			5	5	5	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。		
							原子炉圧力			2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差から原子炉圧力容器の満水を推定可能。		
							原子炉圧力			2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差から原子炉圧力容器の満水を推定可能。		
							圧力抑制室圧力			1	1	1	0	原子炉圧力容器の満水を推定可能。		
							高圧代替注水系タービン入口 蒸気圧力			1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
							原子炉圧力容器内の 圧力			2	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
				原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。							
				原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	原子炉水位により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。							
				原子炉圧力容器への 注水量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
				高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
				復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。							

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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				
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプ による原子炉注水（現場）」	補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1	①	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		高圧代替注水系ポンプ入口圧力	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	—	—	—	—	—			
		高圧代替注水系タービン入口蒸気 圧力	1	1	0	1	①	—	—	—	—	—	—			
		高圧代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の 運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—			
	操作 (2/2) 水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量	1	1	1	0	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	1	1	0	0	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	1	1	0	0			
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	1	0	—	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	1	0			
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量)	1	1	0	1	—	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0	—	直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	—	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
			高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1	—	高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1			復水貯蔵タンクを水源とする系統のポン プの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0			
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0			
			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	—	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0	—	直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0						
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。					
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却																
非常時操作手順書 (最低ベース) 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1		
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	—	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。										
原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。										
原子炉圧力	2	2	1	1	—											
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	—	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	—											
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1	—											
高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	—											
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	—											
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0	—											

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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					
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水(中央制御室)」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
											高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0			0
											残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1			0
											残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0			1
											直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1			0
											代替蒸気冷却ポンプ出口流量	1	1	1			0
											低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1			0
											残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1			2
											原子炉圧力容器温度	5	5	5			0
											原子炉圧力	2	2	1			1
											原子炉圧力	2	2	1			1
											圧力抑制室圧力	1	1	1			0
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
									原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
										原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1			
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
									高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1				
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量									1	1	1	0					
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量									1	1	0	0					
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)									1	1	1	0					
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)									1	1	0	1					
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量									1	1	1	0					
原子炉格納容器下部注水流量									1	1	1	0					
高圧代替注水系ポンプ出口圧力									1	1	0	1					
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力									1	1	1	0					
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力									1	1	0	0					
復水移送ポンプ出口圧力									1	1	1	0					
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力									1	1	1	0					
原子炉水位(広帯域)									2	2	1	1					
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1													

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ																
		抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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										
非常時操作手順書 (敷設ベース) 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器（原子炉水位（広帯域））	1	1	1	1	①	—									
			可搬型計測器（原子炉水位（燃料域））	1	1	1	1	①	—									
		電源の確保	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ									
		水源の確保	可搬型計測器（復水貯蔵タンク水位）	1	1	1	1	①	—									
	操作	補機監視機能	原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器（原子炉水位（広帯域））	1	1	1	1	①	—								
				可搬型計測器（原子炉水位（燃料域））	1	1	1	1	①	—								
			原子炉圧力容器内の圧力	可搬型計測器（原子炉圧力）	1	1	1	1	①	—								
			原子炉圧力容器への注水量	可搬型計測器（高圧代替注水系ポンプ出口流量）	1	1	1	1	①	—								
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1	①	—									
			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	①	—									
	高圧代替注水系ポンプ入口圧力	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											
	高圧代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ											
	水源の確保	可搬型計測器（復水貯蔵タンク水位）	1	1	1	1	①	—										

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 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																
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「炉心損傷初期対応」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプ によるほう酸水注入」 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプ 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）〕	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量）	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
										代替蒸発冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
							原子炉圧力	2	2	1	1					
							原子炉圧力	2	2	1	1					
							原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉圧力容器の満水を推定可能。	1	1	1	0					
			電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ					-	
4-2D母線電圧	1	1		1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ						-			
125V直流主母線2A電圧	1	1		1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ						-			
125V直流主母線2B電圧	1	1		1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ						-			
125V直流主母線2A-1電圧	1	1		1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ						-			
125V直流主母線2B-1電圧	1	1		1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ						-			
	水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	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						-		
純水タンク水位		1	0	0	0	③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ						-			

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「炉心損傷初期対応」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水」	操作	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量							1	1	1	0			
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量							1	1	0	0			
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0									
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1									
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			代替蒸気冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2									
			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。						
			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。						
			原子炉圧力	2	2	1	1			圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
		原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度より代替監視可能。									
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	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										
補機監視機能	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力	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					-				
	純水移送ポンプ出口圧力	1	0	0	0	③	純水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ					-				
水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	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					-				
	純水タンク水位	1	0	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-				

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 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	監視パラメータ												評価	
		抽出パラメータを計測する計器						パラメータ分類		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等	SBO		
		分類	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	計器名称			計器数	直後
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位 電源の確保	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①					-	高圧代替注水系ポンプ出口流量		
			2	2	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1		0		
			2	2	1	0		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		0		
			2	2	1	0		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1		0		
			2	2	1	1		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0		1		
			1	1	1	0		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1		0		
			1	1	1	0		代替蒸気冷却ポンプ出口流量	1	1	1		0		
			1	1	1	0		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1		0		
			3	3	1	2		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1		2		
			5	5	5	0		原子炉圧力容器温度	5	5	5		0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。				
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1					
		1	1	1	0	原子炉圧力抑制室圧力	1	1	1	0					
		1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ				-				
		1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ				-				
1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ				-						
1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ				-						
1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ				-						
1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ				-						
1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ				-						
1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ				-						

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 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	監視パラメータ												評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等
直後	区分Ⅰ直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			
非常時操作手順書 (敷設ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	判断基準 (2/2) 水源の確保	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2	0 0 0 1 0 1 0 1 0 0 0 0 1 1	1 0 0 0 1 0 1 0 0 0 0 0 1 1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 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	監視パラメータ												評価					
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO			
直後	区分Ⅰ直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							
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	操作	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				2	2	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0					
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0					
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1					
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				1	1	1	0			代替蒸気冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2					
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。		
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。		
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。		
				1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			原子炉圧力容器の満水を推定可能。		
				1	1	0	1			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。									
	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	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。									
	2	2	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(燃料域)	2	2	1	1
	1	0	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-				
	1	1	0	1	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	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量			1	1	1	0
									1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0
									1	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)			1	1	1	0
									1	1	0	1	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)			1	1	0	1
									1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0
									1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量			1	1	1	0
									1	1	0	1	高圧代替注水系ポンプ出口圧力			1	1	0	1
1									1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1			1	1	0	
1									1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1			1	0	0	
1									1	1	0	復水移送ポンプ出口圧力	1			1	1	0	
1									1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1			1	1	0	
2									2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2			2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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（設計基準拡張）による対応手順 (1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																	
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水」	判断基準	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
		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）	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による燃料温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
				1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
				復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	1	1			1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量			1
		1	1			1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1			0			
		1	1			0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0			0			
		1	1			1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1			0			
		1	1			0	1	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0			1			
		1	1			1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1			0			
		1	1			1	0	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1			0			
		1	1			0	1	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0			1			
		1	1			1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1			0			
		1	1			0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0			0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。		
		1	1	1	0	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0							
		1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0							
		圧力抑制室水位	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
2	2			1	1	原子炉水位（燃料域）	2			2	1	1					
1	1			1	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1			1	1	0					
3	3			1	2	残留熱除去系ポンプ出口流量	3			3	1	2	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。				
1	1			1	0	代替循環冷却ポンプ出口流量	1			1	1	0					
1	0			0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1			0	0	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。				
3	0	0	0	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0									
1	1	1	0	代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	0									

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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					
非常時操作手順書 (敷設ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉隔離時冷却系ボ ンプによる原子炉注水」	操作 (1/2)	原子炉圧力容器内 の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉圧力容器の満水を推定可能。
				1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			原子炉圧力容器の満水を推定可能。
	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の 代替監視可能。							
	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン 入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の 代替監視可能。							
	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	5	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 から原子炉圧力容器温度より代替監視可 能。							
	2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器温度より代替監視可 能。		
	1	1	1	0	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により 代替監視可能。		
	補機監視機能			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧 力	1	1	1	0	①	-							
				原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用 タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	①	-							
				原子炉隔離時冷却系タービン排気 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							
原子炉隔離時冷却系タービン回転 数				2	2	2	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								

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (敷設ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉注水」	操作 (2/2)	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0									
			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0									
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。								
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1									
			圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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出口流量	3	3	1	2		
代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1								1	0					
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0								0	0					
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0								0	0					
代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1								1	0					

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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（設計基準拡張）による対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水																
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」	電源の確保	6-2H母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
		HPCS125V直流主母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
	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）		3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0									
			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0									
			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1									
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2									
			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。						
	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。										
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0											
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位		1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0									
			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0									
			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1									
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0										
原子炉格納容器下部注水流量			1	1	1	0										
高圧代替注水系ポンプ出口圧力			1	1	0	1										
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力			1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。									
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力			1	1	0	0										
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0												
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0												
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。											
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1												
圧力抑制室水位			2	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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。	
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2										
		代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0										
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0			サブプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の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出口圧力	3	0	0	0										
代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	0												

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価					
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO			
直後	区分Ⅰ直流電源 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							
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧炉心スプレィ系ポンプによる原子炉注水」	操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。				
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量							1							1	1	0
			高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量																
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量)	1	1	1	0												
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)							1	1	0	1						
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0												
			代替隔離冷却ポンプ出口流量							1	1	1	0						
			低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	1	0												
			残留熱除去系ポンプ出口流量							3	3	1	2						
			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0							原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。					
			原子炉圧力							2	2	1	1						
			原子炉圧力	2	2	1	1							原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。					
			圧力抑制室圧力							1	1	1	0						
			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1							高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。					
			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力							1	1	1	0				原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。														
原子炉水位(広帯域)						2	2	1	1										
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1															
原子炉圧力容器内の温度					サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。	4	4	0	4	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (抜粋ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」	操作 (2/2) 水源の確保	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位	2 2 1	2 2 1	1 1 1	1 1 0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンク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。
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—
		復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 1 3 1 1 3 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 1 3 0 1	0 1 0 1 0 1 0 0 0 0 1 1 1 1 1 1 0 0 0 1	1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 1 1 2 0 0 0 0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。 サブプレッショントラップを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッショントラップ内の水位が確保されていることを監視可能。 サブプレッショントラップを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッショントラップ内の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。
		圧力抑制室水位	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO				
直後	区分Ⅰ直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																		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	-									
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	-									
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-									
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-									
			原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力	1	1	0	1	③	給・復水系の動作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	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。								
				原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		原子炉圧力容器温度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 (広帯域)	2	2	1	1		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (広帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
				残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
				残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
				代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
				低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
		原子炉圧力	2	2	1	1		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0						
		原子炉水位	2	2	1	1		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0						
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0						
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1						
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0						
		原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		原子炉格納容器代替スプレイ	2	2	1	1						
		原子炉格納容器代替スプレイ	2	2	1	1		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0						
原子炉格納容器内の温度	サプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。 圧力抑制室内空気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。				

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価						
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器												
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO				
直後	区分Ⅰ直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								
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	-											
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	-											
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-											
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-											
			原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力	1	1	0	1	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ											
			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-											
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
				原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。											
				原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。											
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。						
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1														
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0														
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0														
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0														
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1														
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0														
		代替蒸餾冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0														
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0														
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2														
		原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。											
原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。															
原子炉圧力	2	2	1	1																
圧力抑制室圧力	1	1	1	0																
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。							
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0														
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0														
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0														
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1														
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0														
		原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0														
		原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1														
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。													
		圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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温度	サプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-													

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 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	SBO	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	—	—								
		復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	—	—								
	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
										原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
										原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
										原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	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）	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）										1	1	1	0				
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）										1	1	0	1				
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量										1	1	1	0				
代替循環冷却ポンプ出口流量										1	1	1	0				
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量										1	1	1	0				
残留熱除去系ポンプ出口流量										3	3	1	2				
原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。												
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モニタ(D/E)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。			
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	原子炉水位より代替監視可能。				
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。				
								[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0					

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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																	
非常時操作手順書 (設備別) 「手動操作による原子炉 減圧」等	判断基準	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
		補機監視機能	高压窒素ガス供給系 ADS入口圧力	2	0	0	0	①	-								
			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	高压窒素ガス供給系の動作状態を確認するパラメータ(現場)								
			残留熱除去系ポンプ出口圧力(A,B系のみ)	2	0	0	0	①	-								
			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-								
				「発電対策本部」に確認				③	大容量送水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		2	2	1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。								
				原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。								
				原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
		高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。										
補機監視機能		高压窒素ガス供給系 ADS入口圧力	2	0	0	0	①	-									
	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	高压窒素ガス供給系の動作状態を確認するパラメータ(現場)										

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													評価				
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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											
非常時操作手順書 (設備別) 「可搬型蓄電池接続による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力	2	0	0	0	①	-										
			高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	2	2	2	2	③	高圧窒素ガス供給系の動作状態を確認するパラメータ(現場)										
			残留熱除去系ポンプ出口圧力(A,B系のみ)	2	0	0	0	①	-										
			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-										
			大容量送水ポンプ(タイプⅠ)出口圧力				③	大容量送水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	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。										
			原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。										
			原子炉水位(広音域)	2	2	1	1												
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1												
補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力	2	0	0	0	①	-												
	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	2	2	2	2	③	高圧窒素ガス供給系の動作状態を確認するパラメータ(現場)												
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2)主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧																			
非常時操作手順書 (設備別) 「高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力	2	0	0	0	①	-										
			高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	2	2	2	2	③	高圧窒素ガス供給系の動作状態を確認するパラメータ(現場)										
	操作	補機監視機能	関連警報	HPIN 常用系原子炉格納容器入口圧力低 警報	1	1	0	0	-	-									
			高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力	2	0	0	0	①	-										
			高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	2	2	2	2	③	高圧窒素ガス供給系の動作状態を確認するパラメータ(現場)										
関連警報	HPIN 窒素ガスポンベ出口圧力低 警報	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等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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 (3)主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧																
非常時操作手順書 (設備別) 「代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-						
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線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	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
				ドライウエル温度	11	11	11	0			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。					
			[ドライウエル圧力]		2	0	0	0			監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。					
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	
	圧力抑制室内空気温度	4		4	0	4			飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。							
	補機監視機能	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力		2	2	1	1	①	-	-						
		復水移送ポンプ出口圧力		1	1	1	0	①	-	-						
		大容量送水ポンプ(タイプ1)出口圧力		「発電所対策本部」に確認				③	大容量送水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	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系統タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系統タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。					
原子炉圧力容器温度				5	5	5	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容器温度より代替監視可能。						
原子炉水位(広帯域)				2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
補機監視機能		代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンプ出口圧力		2	2	2	2	③	代替高圧窒素ガスポンプの動作状態を確認するパラメータ(現場)	-						
		代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力		2	2	1	1	①	-	-						

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価									
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器															
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO							
直後	区分Ⅰ直流電源 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											
1.3.2.3 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順																							
非常時操作手順書 (微候ベース) 「原子炉建屋制御」等	判断基準	格納容器バイパス の監視	[原子炉水位(狭帯域)]	3	3	1	0	①	-	-													
			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉压力容器 温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。							
			原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1									
										原子炉压力容器温度	5	5	5	0									
										圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測す ることができ、監視可能。								
										ドライウェル圧力	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係からドライウェル温 度により監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。							
										[ドライウェル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウェル圧力(常 用計器)により代替監視可能。								
										ドライウェル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係からドライウェル圧 力により監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧 力	1	1	0	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉压力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
																[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0	原子炉压力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
									残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉压力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
															[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0	原子炉压力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。			
									低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧 力	1	0	0	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉压力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
															[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0	原子炉压力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。			
				補機監視機能	ドライウェルサンブ水位	2	0	0	0	③	原子炉冷却材の漏 えいを確認するパ ラメータ												
		漏えい関連警報	建屋・床・タンク漏えい 警報	1	0	0	0	-	-														
			RHR機器室/熱交換器室漏えい 警報	1	1	0	0	-	-														
			RHR機器室/熱交換器室雰囲気温 度高 警報	1	1	0	0	-	-														
			原子炉建屋原子炉棟放射能高 警 報	1	1	0	0	-	-														
			原子炉建屋原子炉棟排気放射能高 警報	1	1	0	0	-	-														
			原子炉建屋原子炉棟ダスト放射線 モニタ異常 警報	2	0	0	0	-	-														

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 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			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	操作 (1/2)	格納容器バイパス の監視	[原子炉水位 (狭帯域)]	3	3	1	0	①	-	-							
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1										
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
			原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器 温度により代替監視可能。		
			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0										
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
			[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0			エリア放射線モニタの上昇により格納容器 バイパスの発生を監視可能。							
			低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
			[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0			エリア放射線モニタの上昇により格納容器 バイパスの発生を監視可能。							
			高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容 器バイパスの発生を監視可能。		
	[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器 バイパスの発生を監視可能。											
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	-									
	残留熱除去系ポンプ室漏えい検出 周囲温度	4	4	0	0	③	当該系統の漏えい を確認するパラ メータ	-									
	[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0	②	-	-									
	プロセス放射線モニタ	24	24	0	0	③	原子炉冷却材の漏 えいを確認するパ ラメータ	-									
	原子炉圧力容器へ の注水量		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注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							
圧力抑制室水位			2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位 変化により代替監視可能。										
低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流 量			1	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注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								
圧力抑制室水位			2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位 変化により代替監視可能。										
高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流 量	1	1	0	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注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										
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。												

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														評価		
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等			SBO
直後	区分Ⅰ直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						
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	—										
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	—										
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—										
	水源の確保	圧力抑制室水位		2	2	1	1	①	—	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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。		
			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2											
			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0											
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0											
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0											
		代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	0			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0												
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0												
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0												
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1	①	—										
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0												
		原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0												
		高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1												
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0												
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0													
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0													
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0													
	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1													
	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1													
	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	圧力抑制室内空気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。			
	最終ヒートシンクの確保	[残留熱除去系熱交換器入口温度]		2	0	0	0	②	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	除熱先の温度変化により、代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。		
			[残留熱除去系熱交換器出口温度]	2	0	0	0	②	—	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。		
		残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	0	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
原子炉補機冷却水系系統流量		2	2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	除熱先の温度変化により、代替監視可能。					
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量		2	2	0	0	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16						
原子炉補機冷却水系冷却水供給温度		2	2	0	0	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										
原子炉補機冷却水系ポンプ出口圧力		4	4	0	0	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

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水																
非常時操作手順書 （最終ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	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）]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量）	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
										原子炉圧力	2	2	1	1		
										原子炉圧力	2	2	1	1		
										圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ				-			
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ				-			
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ				-			
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ				-			
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ				-			
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ				-			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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				
非常時操作手順書 (復元ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	判断基準 (2/2) 水源の確保 復水貯蔵タンク水位		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0		
										復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0		
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1												

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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					
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	操作	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)	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	0			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。						
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。						
		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。						
		5	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。						
		2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。						
2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。								
1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。								
2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。								
2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。								
1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。								
1	1	1	0	①	1	1	1	0	-	-	-	-					
非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	0	0			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
				1	1	0	1			高压代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
				1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
				1	1	0	0			高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
				1	1	1	0			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
				2	2	1	1			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
				2	2	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、復水貯蔵タンクの代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		SBO影響						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ	補助パラメータ	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直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	SBO	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水																
非常時操作手順書 （取扱ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狹帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
										残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
				原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を確認可能。							
				原子炉圧力	2	2	1	1								
				圧力抑制室圧力	1	1	1	0								
		電源の確保	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ				-			
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ				-			
			250V直流主母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ				-			
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
				復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0								
				直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0								
				原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。							
				原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1								

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (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																
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
										残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
					原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。						
					原子炉圧力	2	2	1	1							
					原子炉圧力	1	1	1	0							
重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による原子炉注水」	判断基準	電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					-		
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					-		
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-		
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-		
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-		
		水源の確保	淡水貯水槽（No.1）	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-		
			淡水貯水槽（No.2）	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ															
		抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 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			
非常時操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ1)による原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高压炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制強圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推察可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制強圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推察可能。
				1	1	1	0			圧力抑制強圧力	1	1	1	0			高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。							
	5	5	5	0	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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。							
	2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
	1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。							
	水源の確保	淡水貯水槽(No.1)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-		
			「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (e) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水																
非常時操作手順書 (監視ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										代替蒸発冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
							原子炉圧力	2	2	1	1					
							原子炉圧力	2	2	1	1					
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0					
												原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。				
												原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。				
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					-		
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					-		
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-		
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-		
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-		
		水源の確保	ろ過水タンク水位	「1号中央制御室」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		SBO影響						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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											
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)]	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉水位(広帯域)							2	2	1	1			
			原子炉水位(燃料域)							2	2	1	1			
			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0									
			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1									
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0									
			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2									
			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。						
	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。										
	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。										
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。										
	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。										
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。										
	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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											
	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	①	-	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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。
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。			
	補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力	「1号中央制御室」に確認				③	ろ過水系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	「1号中央制御室」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉压力容器への注水																	
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」	判断基準 (1/2)	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				2	2	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。
1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
補機監視機能		原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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				
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よる原子炉注水」	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
		6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
		4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位		2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
							原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1					
							復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ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	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よる原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内の 水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による 飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。
				1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力によ り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
	1	1	1	0	高圧代替注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力によ り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。							
	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン 入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力 の代替監視可能。							
	5	5	5	0	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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。							
	2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可 能。							
	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可 能。							
	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可 能。							
	2	2	1	1	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサプレッションチェンバの水位 変化により代替監視可能。							
	2	0	0	0	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	0	①	-	-	-	-			
	原子炉格納容器内の 水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。		
			1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0				
			1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0				
			1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0				
1			1	0	1	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)			1	1	0	1					
1			1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量			1	1	1	0					
1			1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量			1	1	1	0					
2			2	1	1	原子炉格納容器代替スプレイ 流量			2	2	1	1					
1			1	1	0	復水貯蔵タンク水位			1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化によ り代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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 発電用原子炉運転中における対応手順 (3)溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a)低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却																
非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジー4」 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	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モニタ (D/B)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	1 1 1 0	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圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替隔離冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力抑制室圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 2 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 2 1 1	0 1 0 1 0 1 1 1 0 5 1 1 1 0	1 0 0 0 1 0 0 0 2 0 1 1 0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉压力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	1 1 5 2 2	1 1 5 2 2	0 1 5 1 1	1 0 0 1 1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 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圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力 ドライウェル温度 [ドライウェル圧力]	1 11 2	1 11 0	1 0 0	0 0 0	直接的に原子炉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、ドライウェル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能。 直接的に原子炉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	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	1 4 2	1 4 1	1 0 1	0 4 0	監視可能であれば、監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響					
直後	区分Ⅰ直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					
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー4」 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
			サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16			サブプレッション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素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。		
			格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。		
		制御棒の位置	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	—	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度	1	0	0	0	③	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。		
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
復水移送ポンプ出口圧力	1									1	1	0					
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1									1	1	0					
原子炉水位(広帯域)	2									2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。				
原子炉水位(燃料域)	2									2	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価					
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO			
直後	区分Ⅰ直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							
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー4」 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	操作	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)	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				2	2	1	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0					
				2	2	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0					
				2	2	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1					
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2					
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。		
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。								
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。								
		1	1	1	0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。								
		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	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 圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	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。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
2	2			1	1	原子炉水位(広帯域)	2			2	1	1							
2	2			1	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	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	①	-	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。					
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量			1	1	1	0	
								1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0	
								1	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)			1	1	1	0	
								1	1	0	1	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)			1	1	0	1	
								1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0	
								1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量			1	1	1	0	
								1	1	0	1	高圧代替注水系ポンプ出口圧力			1	1	0	1	
								1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力			1	1	1	0	
								1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力			1	1	0	0	
								1	1	1	0	復水移送ポンプ出口圧力			1	1	1	0	
								1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力			1	1	1	0	
								2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)			2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
								2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)			2	2	1	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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 発電用原子炉運転中における対応手順 (3)溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 b. 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却																
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー4」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による原子炉注水」	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モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	1 1 1 0	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。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量	1 1 1 1 1 1 1 1 1 3	1 1 1 1 1 1 1 1 1 3	0 1 0 1 0 1 1 1 2	1 0 0 0 0 0 0 0 0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1 1	1 1	0 1	1 0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	1 1	1 1	1 1	0 0	① ①	— —	圧力抑制室圧力 ドライウェル温度 [ドライウェル圧力] ドライウェル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	1 11 2 1 4 2	1 11 0 1 4 1	1 11 0 0 0 1	0 0 0 0 4 0	直接的に原子炉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、ドライウェル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能。 直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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。 監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
直後	区分Ⅰ直流電源 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		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー4」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タ イプ1)による原子炉注 水」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力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。
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
		原子炉格納容器内の水素濃度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。	
			格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。	
			格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	
		制御棒の位置	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。
			制御棒駆動機構の温度	1	0	0	0	③	—	制御棒駆動機構の温度を確認するパラメータ	8	8	0	0	—	
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	—	非常用低圧母線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。
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	—	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
		水源の確保	淡水貯水槽(No.1)	「発電所対策本部」に確認				③	—	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	監視事項は代替パラメータにて確認。
			淡水貯水槽(No.2)	「発電所対策本部」に確認				③	—	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 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			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー4」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ1)による原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高压炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
										原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
										原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制系圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推察可能。
										圧力抑制系圧力	1	1	1	0			高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
					原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
					復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。							
					原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。								
				復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。								
	水源の確保	淡水貯水槽(No.1)	「発電所対策本部」に確認					③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			
		淡水貯水槽(No.2)	「発電所対策本部」に確認					③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) の過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却																
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー4」 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	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モニタ (D/P)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
		格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。									
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替隔離冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力抑制室圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5	0 1 0 0 0 1 1 1 2 0	1 0 0 0 1 0 0 0 2 0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1 5 2 2	1 1 5 2 2	0 1 5 1 1	1 0 0 1 1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー4」 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
		ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度により代替監視可能。		
	原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	[ドライウェル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウェル圧力(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。	
		圧力抑制室内空気温度	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	直接的に原子炉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	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空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。	
		サプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(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(D/W)	2	2	1	1	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
		格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。		
		格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度	4	4	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	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		制御棒駆動機構の温度	1	0	0	0	③	—	平均出力領域モニタ	6	6	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。		
	電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。		
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタ	8	8	0	0	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。		
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
	水源の確保	ろ過水タンク水位					③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ								

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ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	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー4」	原子炉圧力容器内の 水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
			2	2	1	1			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
			1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0				
			1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
			1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
			1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
			1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
			3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
			5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	
	2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推察可能。							
	1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。							
	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。							
	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。							
	2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
	1	1	1	0	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
	1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。							
	1	1	1	0	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。								
1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。								
補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力		「1号中央制御室」に確認				③	ろ過水系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		「1号中央制御室」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ									

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		SBO影響							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直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
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水系 (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水 i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水																	
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	判断基準 (1/2)	原子炉压力容器内の 水位	[原子炉水位（狭帯域）]	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
			原子炉水位（定検時水張り用）	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
			「原子炉水位（停止域）」	1	1	1	0			残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1			
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
										原子炉压力容器温度	5	5	5	0			
							原子炉圧力	2	2	1	1						
							原子炉圧力	2	2	1	1						
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0						
												原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。					
												原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。					
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					-			
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					-			
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-			
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-			
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-			
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 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			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	判断基準 (2/2) 水源の確保 復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量 1 1 0 1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 1 1 1 0							
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 1 1 0 0							
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 1 1 1 0							
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量) 1 1 0 1							
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 1 1 1 0							
								原子炉格納容器下部注水流量 1 1 1 0							
								高压代替注水系ポンプ出口圧 力 1 1 0 1							
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力 1 1 1 0			復水貯蔵タンクをを水源とする系統のポン プの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。				
								高压炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力 1 1 0 0							
								復水移送ポンプ出口圧力 1 1 1 0							
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力 1 1 1 0							
								原子炉水位 (広帯域) 2 2 1 1				注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。			
原子炉水位 (燃料域) 2 2 1 1															

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」 補機監視機能	操作	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (狹帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) [原子炉水位 (定検時水張り用)] [原子炉水位 (停止域)]	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				2	2	1	1			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
	2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。						
	2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。						
	1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。						
	1	1	1	0	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。						
	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。						
	2	2	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。						
	2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。						
	1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。						
	2	2	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。						
	2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。						
1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。							
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	-	-	-				
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高压代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
										復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		SBO影響							
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直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	SBO	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水系 (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水 ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉压力容器への注水																	
非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 （設備別） 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [原子炉水位（定検時水張り用）] 「原子炉水位（停止域）」	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子
				1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			炉压力容器の満水を推定可能。
				1	1	1	1			1	1	1	1	1			-
				1	1	1	1			1	1	1	1	1			-
1	1	1	1	1	1	1	1	1	-								
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
				1	1	0	1			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
				1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
				1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
				1	1	1	0			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
				2	2	1	1			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵
				2	2	1	1			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			タンクの代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等
直後	区分Ⅰ直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			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)] [原子炉水位 (広帯域)] [原子炉水位 (燃料域)] [原子炉水位 (定検時水張り用)] [原子炉水位 (停止域)]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
			1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
			1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
			1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
			5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
	2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1						
	2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1						
	1	1	1	0	原子炉圧力	1	1	1	0						
	1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0						
	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1						
	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0						
	5	5	5	0	原子炉压力容器温度	5	5	5	0						
	2	2	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1						
	2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
	2	2	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1						
2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1							
1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0							
1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0							
非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	原子炉压力容器への注水量	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			2	2	1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
	補機監視機能	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
			1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
			1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
			1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
			1	1	0	1			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0							
1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0							
1	1	1	0	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0							
1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0							
2	2	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1							
2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1							

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ													評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		SBO影響							
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直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	SBO	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1)フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水系 (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																	
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）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）]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
			[原子炉水位（定検時水張り用）]	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
			[原子炉水位（停止域）]	1	1	1	0			残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1			
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
										原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
										原子炉圧力	2	2	1	1			
										原子炉圧力	1	1	1	0			
			電源の確保			4-2C母線電圧	1			1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ			
4-2D母線電圧	1	1				1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					-			
125V直流主母線2A電圧	1	1				1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-			
125V直流主母線2B電圧	1	1				1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-			
125V直流主母線2A-1電圧	1	1				1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-			
125V直流主母線2B-1電圧	1	1				1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					-			
水源の確保			淡水貯水槽（No.1）	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			
			淡水貯水槽（No.2）	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 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			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ1)による原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) [原子炉水位(定検時水張り用)] [原子炉水位(停止域)]	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制高圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推察可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制高圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推察可能。
				1	1	1	0			圧力抑制高圧力	1	1	1	0			高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
				1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
	水源の確保	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
				2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
				1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
				2	2	1	1			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
				2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
水源の確保	淡水貯水槽(No.1)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			
		淡水貯水槽(No.2)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水系 (e) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水																	
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) [原子炉水位(定検時水張り用)] 「原子炉水位(停止域)」	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替蒸餾冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
				1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
				4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ			-				
				4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ			-				
				125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ			-				
				125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ			-				
				125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ			-				
				125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ			-				
				水源の確保	ろ過水タンク水位			「1号中央制御室」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ		-			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	操作	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (狹帯域)]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
			[原子炉水位 (定検時水張り用)]	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
			[原子炉水位 (停止域)]	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										代替崩壊冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
						原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。					
						原子炉圧力	2	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。					
						原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。					
						原子炉圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉圧力容器の満水を推定可能。					
						高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。					
						原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。					
						原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。					
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。					
					復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。						
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。						
					復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。						
					ろ過水系の運転状態を確認するパラメータ					-						
					「1号中央制御室」に確認				③	ろ過水系の運転状態を確認するパラメータ						
					ろ過水ポンプ出口圧力				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ						
					「1号中央制御室」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ						
					ろ過水タンク水位				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価													
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器																			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO											
直後	区分Ⅰ直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 発電用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 (a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱																											
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)]	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。											
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0													
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0													
			[原子炉水位 (定検時水張り用)]	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0													
			[原子炉水位 (停止域)]	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1													
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0													
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0													
										炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0													
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2													
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。										
							原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。															
							原子炉圧力	2	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。															
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。															
							原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	1	原子炉圧力容器温度	5	5	5	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。									
							原子炉圧力容器内の温度	5	5	5	0	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。
					[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	0	原子炉圧力	2	2	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	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]	2	0	0	0	0	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。
					原子炉補機冷却水系流量	2	2	0	0	①	-	-	-	-	サブプレッシャポンプ水温度	16	16	0	16	-	-						
					残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
					電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
					電源の確保	6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
					電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
					電源の確保	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
					電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
					電源の確保	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
					電源の確保	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
					電源の確保	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価						
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器												
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO				
直後	区分Ⅰ直流電源 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								
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉停止時冷却運転」	操作	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) [原子炉水位 (定検時水張り用)] [原子炉水位 (停止域)]	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0						
				2	2	1	1			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0						
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0						
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1						
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0						
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0						
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0						
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2						
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。			
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。			
				1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。			
				原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	2	2			1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力			1	1	0	1
	1	1	1			0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。						
	5	5	5			0	原子炉圧力容器温度	5	5	5	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。						
	2	2	1			1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)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	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
			2	2	1	1			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)		2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。
			2	0	0	0			[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。						
	原子炉圧力容器への 注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	除熱先の温度変化により、代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。					
2			2	1	1	原子炉水位 (燃料域)			2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A,B系のみ)	2	0	0	0	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。						
		2	0	0	0			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

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		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				
		分類	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	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
1.4.2.3 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（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水																
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
										原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
					原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。						
					原子炉圧力	2	2	1	1							
					圧力抑制室圧力	1	1	1	0							
					抽機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	-				
					6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					
					6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					
					4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					
					4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					
					125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
					125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
				125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						
				125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
						原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1			1	1	0				
						高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1			1	0	0				
						残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1			1	1	0				
						残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1			1	0	1				
						直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1			1	1	0				
						原子炉格納容器下部注水流量	1			1	1	0				
						原子炉格納容器代替スプレイ流量	2			2	1	1				
						復水貯蔵タンク水位	1			1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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					
非常時操作手順書 (敷設ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よる原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内 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）	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	0			0	高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0			0
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量）	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による 飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。
	1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。							
	操作	原子炉压力容器内 の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
				1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0			
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			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。
				2	2	1	1			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉水位（燃料域）
	操作	原子炉压力容器へ の注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水量と原子炉水位の変化より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
	操作	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-	-						-	-
2				1	1	1	①			-	高压代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1		
操作	原子炉格納容器内 の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1		①	-		原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
							高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量			1	1	0	0				
							残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量）			1	1	1	0				
							残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量）			1	1	0	1				
							直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量			1	1	1	0				
							原子炉格納容器下部注水流量			1	1	1	0				
							原子炉格納容器代替スプレイ 流量			2	2	1	1				
							1			1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化によ り代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		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				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 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	直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源 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	SBO		
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2)低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水																
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「低圧炉心スプレイ系ボ ンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内 の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
				2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0		
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量）	1	1	1	0		
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉圧力容器の満水を推定可能。					
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉圧力容器の満水を推定可能。					
		1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0						
				補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量 (A系のみ)	1	1	0	0	①	-					
				電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ					
		4-2C母線電圧	1		1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ							
		125V直流主母線2A電圧	1		1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ							
		125V直流主母線2A-1電圧	1		1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ							
		原子炉格納容器内 の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
				1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0				
				1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0				
				1	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量）	1	1	1	0				
				1	1	0	1	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
				1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0				
				1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
				2	2	1	1	原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1				
		1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化によ り代替監視可能。					

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直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Ⅲ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	区分Ⅲ直流電源を延命した場合			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「低圧炉心スプレィ系ポンプによる原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力						
		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。						
		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。						
		5	5	5	0	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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。						
		2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。						
2	2	1	1	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。								
2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0							
1	1	0	0			高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	0	0							
1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量)	1	1	1	0							
1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1							
1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0							
1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0							
2	2	1	1			原子炉格納容器代替スプレィ流量	2	2	1	1							
1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。								

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直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					
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱																	
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」	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） [原子炉水位（定検時水張り用）] [原子炉水位（停止域）]	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
	1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。							
	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。							
	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	5	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。							
	2	2	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より代替監視可能。							
	2	2	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より代替監視可能。							
	2	0	0	0	[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	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。							
	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	除熱先の温度変化により、代替監視可能。							
	16	16	0	16	サブレーションプール水温度	16	16	0	16								
	電源の確保	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	-								
			残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	-								
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	-	非常用高压母線の変電状態を確認するパラメータ							
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	-	非常用高压母線の変電状態を確認するパラメータ							
4-2C母線電圧			1	1	1	1	③	-	非常用低压母線の変電状態を確認するパラメータ								
4-2D母線電圧			1	1	1	1	③	-	非常用低压母線の変電状態を確認するパラメータ								
125V直流主母線2A電圧			1	1	1	1	③	-	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
125V直流主母線2B電圧			1	1	1	1	③	-	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
125V直流主母線2A-1電圧			1	1	1	1	③	-	直流電源の受電状態を確認するパラメータ								
125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	-	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										

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												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直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 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） (a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）																	
非常時操作手順書 （敬候ベース） 「PCV圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力 ドライウェル温度	1 11	1 11	1 11	0 0	0 0	直接的に原子炉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。
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	[ドライウェル圧力] ドライウェル圧力 圧力抑制室内空気温度	2 1 4	0 1 4	0 1 0	0 1 0	監視可能であれば、ドライウェル圧力（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。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	1 1	1 1	1 1	0 0	0 0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力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。
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力	16 1	16 1	0 1	16 0	0 0	サブプレッション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。
			サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	4	圧力抑制室内空気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。
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内水素濃度(D/W)	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	0 0 0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 0	1 1 1 0	0 0 0 0	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ							—	
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ							—	
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—	
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—	

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												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直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			
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「PCV圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	操作 (1/2)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
										高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1			
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										高圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイ)	1	1	1	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
		原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0											
原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1													
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。										

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 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												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直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		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	操作 (2/2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
		[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	-	-	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。		
		原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	直接的に原子炉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。
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	-	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	
		最終ヒートシンクの確保	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。
	圧力抑制室内空気温度		4	4	0	4	①	-	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。		
	サブプレッションプール水温度		16	16	0	16	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	フィルタ装置水位(広帯域)		3	3	3	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。		
	フィルタ装置入口圧力(広帯域)		1	1	1	0	①	-								
	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。		
	フィルタ装置水温度	3	3	3	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。			
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	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														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
			直後	区分Ⅰ直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 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） (b) フィルタ装置への水補給																	
重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	①	-					-			
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	①	-					-			
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 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） (c)原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスバージ																	
重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	-	-	-							-						
	操作	補機監視機能	フィルタ装置出口水素濃度	2	2	0	0	①	-	格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	1	1	原子炉格納容器内水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
			フィルタ装置入口圧力（広帯域）	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
											圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
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 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） (d) フィルタ装置への薬液補給																	
重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	-	-	-							-						
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	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												評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直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 b. 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（現場操作含む）																		
非常時操作手順書 （敬候ベース） 「PCV圧力制御」 重大事故等対応要領書 「耐圧強化ベント」	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モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
			格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
				ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。		
			圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（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。	
				圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	直接的に原子炉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	圧力抑制室内空気温度	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空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。	
				圧力抑制室圧力	2	1	1	0	①	—	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（常用計器）により代替監視可能。		
		サブプレッションプール水温度	サブプレッションプール水温度	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
				圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	監視可能。		
				サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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素濃度	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内水素濃度	4	4	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 (S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。		
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	格納容器内水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。		
				格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。		
		電源の確保	4-2C母線電圧	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
				4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
				125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
				125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
				125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
				125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—

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												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (敷設ベース) 「PCV圧力制御」 重大事故等対応要領書 「耐圧強化ペント」	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。
			格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 1	1 1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量									1	1	1	0			
	原子炉格納容器下部注水流量									1	1	1	0			
	原子炉格納容器代替スプレー流量									2	2	1	1			
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。										
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
									ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。		
		【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。									
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。		
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。			
	【圧力抑制室圧力】	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。										
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
圧力抑制室圧力									1	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。			
サブプレッションプール水温度		16	16	0	16	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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。		
圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
							サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①		—	圧力抑制室内空気温度	4
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ペント系放射線モニタ	1	1	1	0	③	耐圧強化ペントの運転状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 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												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 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）への代替熱輸送 a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保																
非常時操作手順書 (敬候ベース) 「S/P温度制御」等 重大事故時対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」	判断基準	補機監視機能	原子炉補機冷却水系冷却水供給圧力	2	2	0	0	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						—	
			原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—							—
			原子炉補機冷却水系冷却水供給温度	2	2	0	0	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出口圧力	4	4	0	0	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							—
		電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ							—
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ							—
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低压母線の受電状態を確認するパラメータ							—
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低压母線の受電状態を確認するパラメータ							—
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—
	水源の確保	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—	
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—	
		原子炉補機冷却水系サージタンク水位	2	2	0	0	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							—	
		操作	補機監視機能	プレート式熱交換器出口温度	「発電所対策本部」に確認				③	原子炉補機代替冷却水系の運転状態を確認するパラメータ						
	淡水ポンプ出口圧力			「発電所対策本部」に確認				③	原子炉補機代替冷却水系の運転状態を確認するパラメータ							—
	淡水ポンプ入口圧力			「発電所対策本部」に確認				③	原子炉補機代替冷却水系の運転状態を確認するパラメータ							—
	ストレーナ入口圧力			「発電所対策本部」に確認				③	原子炉補機代替冷却水系の運転状態を確認するパラメータ							—
	最終ヒートシンクの確保		サプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。
			残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	—							—
	水源の確保		燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量	2	2	1	1	③	原子炉補機代替冷却水系の運転状態を確認するパラメータ							—
原子炉補機冷却水系サージタンク水位			2	2	0	0	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	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 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)原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保																	
非常時操作手順書 （敷設ベース）等 「S/P温度制御」等 非常時操作手順書 （設備別） 「原子炉補機冷却系による 補機冷却水確保」	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内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。	
		原子炉格納容器内の 温度	ドライウェル温度	ドライウェル圧力	11	11	11	0	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口 温度]	2 2 2	2 2 0	1 1 0	1 1 0		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。
			圧力抑制室内空気温度	圧力抑制室圧力	4	4	0	4	①	-	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	1 1	1 1	1 1	0 0		飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。
			サブプレッションプール水温度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力	16 1	16 1	0 1	0 0		サブプレッション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 圧力	ドライウェル圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力 ドライウェル温度 [ドライウェル圧力]	1 11 2	1 11 0	1 11 0	0 0 0		直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。
			圧力抑制室圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウェル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	1 4 2	1 4 1	1 0 1	0 4 0		直接的に原子炉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		サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度 原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水温度	4 5 16	4 5 16	0 5 0	0 0 16	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。		
	操作	最終ヒートシンクの 確保	[残留熱除去系熱交換器入口温度]	[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	②	-	原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水温度	5 16	5 16	5 0	0 16	除熱先の温度変化により、代替監視可能。	
			[残留熱除去系熱交換器出口温度]	[残留熱除去系熱交換器出口温度]	2	0	0	0	②	-	原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水 入口流量	2 2 2	2 2 2	0 0 0	0 0 0	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能。	
			残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水温度	2 5 16	0 5 16	0 5 0	0 0 16	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。	
			原子炉補機冷却水系系統流量	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	-							
			残留熱除去系熱交換器冷却水入口 流量	残留熱除去系熱交換器冷却水入口 流量	2	2	0	0	①	-							
原子炉補機冷却水系冷却水供給温 度			原子炉補機冷却水系冷却水供給温 度	2	2	0	0	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

1.6 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	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ	補助パラメータ	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	分類	分類理由			直後	区分Ⅰ直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. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ																	
非常時操作手順書 (撤検ベース) 「PCV圧力制御」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）によるドライウエル代替スプレイ」	原子炉格納容器の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。		
			ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。									
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。			
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。									
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0										
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0										
			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0										
			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1										
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0										
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0										
			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1										
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。											
電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—									
	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—									
	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—									
	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—									
	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—									
	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—									
水源の確保	淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—									
	淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—									

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「PCV圧力制御」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ1)によるドライウエル代替スプレイ」	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(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。
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	—	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(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。
		原子炉格納容器内の水位	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	
	圧力抑制室水位		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイラインの洗浄流量)	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイラインの洗浄流量)	1	1	1	0		
			残留熱除去系B系格納容器冷却ラインの洗浄流量	1	1	0	1			残留熱除去系B系格納容器冷却ラインの洗浄流量	1	1	0	1		
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1		
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位			1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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		原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	①			—	原子炉格納容器下部水位	12	12	6		6
水源の確保	淡水貯水槽(No.1)	ドライウエル水位	6	6	3	3	—	ドライウエル水位	6	6	3	3	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。			
		ドライウエル圧力	1	1	1	0	—	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。		
		ドライウエル温度	11	11	11	0	—	—	ドライウエル温度	11	11	11	0	圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。		
水源の確保	淡水貯水槽(No.2)	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	—	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。		
		「発電所対策本部」に確認	「発電所対策本部」に確認						代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—				—		
			「発電所対策本部」に確認						代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—				—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	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				
1.6.2.1 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. 原子炉格納容器代替スプレイ b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ																
非常時操作手順書 (敬称ベース) 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
		ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。		
		[ドライウエル圧力]	2	0	0	0				2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。		
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	直接的に原子炉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	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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	圧力抑制室水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0		
			残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1			残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
			原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1			原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1		
			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ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	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合			
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレ イ」	操作 (1/2)	原子炉格納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内 の水位	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内 空気温度により代替監視可能。	
	原子炉格納容器内 の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替 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	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替 監視可能。		監視事項は主要パラ メータにて確認。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	①	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0	①	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0	①	—	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0			
		残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1	①	—	残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
		直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0	①	—	直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
		原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	①	—	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
		原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1	①	—	原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1			
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化によ り代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ												評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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			
非常時操作手順書（微候ベース） 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書（設備別） 「復水移送ポンプによるドライウェル代替スプレイ」	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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。
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
									残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1		
									直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
									原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
									高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
									復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力									1	1	1	0			
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										

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	監視パラメータ													評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ																
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度により代替監視可能。	
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	【ドライウェル圧力】	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウェル圧力(常用計器)により代替監視可能。		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	ドライウェル圧力	2	1	1	1	①	—	【圧力抑制室圧力】	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。
	ドライウェル圧力			1	1	1	0	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	
	サブプレッションプール水温度			16	16	0	16	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。	
	圧力抑制室圧力			1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	
	高圧代替注水系ポンプ出口流量			1	1	0	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量			1	1	1	0	①	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0	①	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	①	—	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0				
	残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1	①	—	残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1				
	電源の確保	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	—	監視事項は主要パラメータにて確認。
6-2C母線電圧			1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	6-2C母線電圧	1	1	1	1	—		
6-2D母線電圧			1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	6-2D母線電圧	1	1	1	1	—		
4-2C母線電圧			1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	4-2C母線電圧	1	1	1	1	—		
4-2D母線電圧			1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	4-2D母線電圧	1	1	1	1	—		
125V直流主母線2A電圧			1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	—		
125V直流主母線2B電圧			1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	—		
125V直流主母線2A-1電圧			1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	—		
125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	125V直流主母線2B-1電圧	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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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				
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よる格納容器スプレイ」	操作	原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空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。
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(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	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	2	1	1	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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。
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A,B系のみ)	2	0	0	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の 水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。		
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。		
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
		残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
		原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。							

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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																
(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱																
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。	
		圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。		
	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線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。
		6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認。
		残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量	—	1	1	0	1	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	—	1	1	1	0	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	—	1	1	0	0	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	—	1	1	1	0	—	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	—	1	1	0	1	—	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	—	1	1	1	0	—	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
			原子炉格納容器下部注水流量	—	1	1	1	0	—	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
			原子炉格納容器代替スプレイ流量	—	2	2	1	1	—	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1		
復水貯蔵タンク水位	—	1	1	1	0	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直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			
非常時操作手順書 (敷設ベース) 「S/P温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源であるサブプレッションチェンバ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。	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	0	①	—						—		
		最終ヒートシンの確保	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。	
			原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—						—		
			残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	—						—		
			原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレィ流量 復水貯蔵タンク水位	1 1 1 1 1 1 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1	0 1 0 1 1 1 1 1	1 0 0 0 1 0 0 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
直後	区分Ⅰ直流電源 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 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイ																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）によるドライウェル代替スプレイ」	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モニタ (D/B)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/O)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	1 1 1 0	原子炉水位から原子炉压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。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力 ドライウェル温度 [ドライウェル圧力]	1 11 2	1 11 0	1 11 0	0 0 0	直接的に原子炉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、ドライウェル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウェル圧力（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。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力 [圧力抑制室圧力]	1 4 2	1 4 1	1 0 1	0 4 0	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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。	
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 復水貯蔵タンク水位	1 1 1 1 1 1 1 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1	0 1 0 1 0 1 1 1 1	1 0 0 0 1 0 0 1 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—

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	監視パラメータ												評価					
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	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												
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タ イプ1）によるドライ ウェル代替スプレー」	判断基準 (2/2)	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	-									
			淡水貯水槽 (No. 2)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	-									
	原子炉格納容器内 の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。				
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウェル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル 温度により代替監視可能。					
	原子炉格納容器内 の温度	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	-	【ドライウェル圧力】	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウェル圧力（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。				
		ドライウェル温度	11	11	11	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能。					
	操作	原子炉格納容器内 の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル 圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替 監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。			
										圧力抑制室圧力	1	1	1	0	0		0	0	0
										高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1					
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0					
										高圧炉心スプレー系ポンプ出 口流量	1	1	0	0					
										残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレー ライン洗浄流量）	1	1	1	0					
										残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量）	1	1	0	1					
										直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0					
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0					
原子炉格納容器代替スプレー 流量										2	2	1	1						
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0															
原子炉格納容器へ の注水量	原子炉格納容器代替スプレー流量	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウェル 水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。					
								ドライウェル水位	6	6	3	3							
								ドライウェル圧力	1	1	1	0							
								ドライウェル温度	11	11	11	0							
水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	-											
		淡水貯水槽 (No. 2)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	-										

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直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 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ b. 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ																
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウェル代替スプレイ」	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モニタ(D/E)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
		格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 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。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力 ドライウェル温度 [ドライウェル圧力]	1 11 2	1 11 0	1 11 0	0 0 0	直接的に原子炉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、ドライウェル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウェル圧力(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。
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	1 4 2	1 4 1	1 0 1	0 4 0	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(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。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	1 1	1 1	1 1	0 0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力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	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 復水貯蔵タンク水位	1 1 1 1 1 1 1 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1	0 1 0 1 0 1 1 1 1	1 0 0 0 1 0 0 1 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

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	監視パラメータ												評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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						
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウェル代替スプレ イ」	電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位		1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポン プの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
											高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0			0	
											残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1			0	
											残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0			1	
											直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1			0	
											原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1			0	
											高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0			1	
											原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1			0	
											高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0			0	
											復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1			0	
								直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0						
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1						
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
直後	区分Ⅰ直流電源 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		
非常時操作手順書（シビアアタラシメント） 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書（設備別） 「復水移送ポンプによる ドライウェル代替スプレ イ」	操作 (1/2)	原子炉格納容器内 の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	－	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			ドライウェル温度	11	11	11	0	①	－	ドライウェル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度により代替監視可能。	
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	－	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	監視可能であれば、ドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能。		
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	－	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	直接的に原子炉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	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	－	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
		圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	－	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。		
	原子炉格納容器内 の水位	圧力抑制室水位	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	－	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1		0	
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	－	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0		0	
			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	－	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1		0	
			残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1	①	－	残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0		1	
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	－	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1		0	
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	①	－	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1		0	
			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	①	－	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1		1	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ															
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直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			
非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「除熱ストラテジー-1」 「除熱ストラテジー-2」 非常時操作手順書（設備別） 「復水移送ポンプによるドライウェル代替スプレイ」	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。			
		残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。				
	補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-						-			
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
			残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1			残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1			
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ	補助パラメータ	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	分類	分類理由			直後	区分Ⅰ直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 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉格納容器代替除熱 (a) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー-1」 「除熱ストラテジー-2」 非常時操作手順書 (設備別) 「ドライウェル冷却系による格納容器除熱」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	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。 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。	
		電源の確保	4-2C母線電圧	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ						—	
			4-2D母線電圧	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ						—	
			125V直流主母線2A電圧	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—	
			125V直流主母線2B電圧	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—	
	125V直流主母線2A-1電圧		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—		
	125V直流主母線2B-1電圧	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—			
	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—							—		
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力 ドライウェル温度 [ドライウェル圧力]	1 11 2	1 11 0	1 11 0	0 0 0	直接的に原子炉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、ドライウェル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウェル圧力(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。
			圧力抑制室圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	1 4 2	1 4 1	1 0 1	0 4 0	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(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。
			原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	1 1	1 1	1 1	0 0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直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 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 a. 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/B)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/O)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	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温度]	2	0	0	0			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	ドライウエル圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
			ドライウエル温度	11	11	11	0			ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。		
			[ドライウエル圧力]	2	0	0	0			[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。		
	原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。		
			[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0			[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。		
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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。	
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1			
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。		
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
		原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
		原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1				
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位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	2	2	0	0	①	—										

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO			
			直後	区分Ⅰ直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							
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー-1」 「除熱ストラテジー-2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準 (2/2)	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ										
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。			
										ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。				
										[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。				
										圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。			
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。				
										[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。				
										サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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	残留熱除去系ポンプ出口流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	連続熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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。			
			圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	残留熱除去系ポンプ出口圧力(A, B系のみ)	2	0	0	0	①	—	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
											高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0						
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0						
									残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0						
									残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1						
									直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0						
									原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0						
									原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1						
									復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。					

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	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モニタ(D/E)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料減) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	1 1 1 0	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圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監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	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力	16 1	16 1	0 1	16 0	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。		
		電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ								—
		6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ									—
		4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ									—
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ									—
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ									—
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ									—
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ									—
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ									—
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—								—
		残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	—									—
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 復水貯蔵タンク水位	1 1 1 1 1 1 2 1	1 1 1 1 1 1 2 1	0 1 0 1 0 1 1 1	1 0 0 0 0 0 1 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
																水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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					
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」	操作	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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。	
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	0	①	—	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。		
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。		
			原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—								
			残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	—								
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 復水貯蔵タンク水位	1 1 1 1 1 1 2 1	1 1 1 1 1 1 2 1	0 1 0 1 0 0 1 1	1 0 0 0 1 0 1 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
			直後	区分Ⅰ直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（設計基準仕様）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）による原子炉格納容器内へのスプレイ																	
非常時操作手順書 （微候ベース） 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。		
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル温度 [ドライウエル圧力]	11 2	11 0	11 0	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能。			
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。		
		圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	4 2	4 1	0 1	4 0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（常用計器）により代替監視可能。			
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。		
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			
			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。		
			原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0			①	—						
	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ						—			
		6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ						—			
		4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ						—			
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ						—			
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—			
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—			
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—			
125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—					

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (散検ベース) 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレー」	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	【圧力抑制室圧力】	2	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。
			圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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	残留熱除去系ポンプ出口流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	—	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバ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。	
		圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。		
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0			
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	原子炉格納容器代替スプレー流量	2	2	1	1			
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ														評価		
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直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（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱																		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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。		
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。										
			サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。	
		電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0										
				高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0										
				残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0										
残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量	1			1	0	1												
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1			1	1	0												
原子炉格納容器下部注水流量	1			1	1	0												
原子炉格納容器代替スプレイ流量	2			2	1	1												
復水貯蔵タンク水位	1			1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。											

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
			直後	区分I直流電源 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					
非常時操作手順書 (散逸ベース) 「S/P温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。	
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	0	①	—						—		
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—						—		
			残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	—						—		
			原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 復水貯蔵タンク水位	1 1 1 1 1 1 2 1	1 1 1 1 1 1 2 1	0 1 0 1 0 0 1 0	1 0 0 0 1 0 1 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 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	監視パラメータ														評価		
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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Ⅲ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	区分Ⅲ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)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） a.原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）																		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。		
				[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	①	—	[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	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	ドライウエル圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
				ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。		
			圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力	2	0	0	0	①	—	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（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。	
				圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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	ドライウエル温度	ドライウエル圧力	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
				圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。		
				サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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素濃度	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内水素濃度(D/W)	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内水素濃度(S/C)	4	4	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。		
				格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。		
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。		
				格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	格納容器内酸素濃度の代替監視可能。		
				ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。		

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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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					
非常時操作手順書 「シビアアクシデント」 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準 (2/2)	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	7	1	6	①	—	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により、原子炉建屋内水素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		電源の確保	4-2C母線電圧	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			4-2D母線電圧	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A電圧	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B電圧	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A-1電圧	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B-1電圧	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。 エリア放射線モニタ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。 監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(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	4	4	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。 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。 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。 監視事項は主要パラメータにて確認。 監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。 ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	7	1	6	①	—	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により、原子炉建屋内水素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 復水貯蔵タンク水位	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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				
非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
		ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。		
		[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	—	—	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能。		
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	直接的に原子炉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	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空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。	
		[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	—	—	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（常用計器）により代替監視可能。		
		ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。		
		圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッション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	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。		
		フィルタ装置入口圧力（広帯域）	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。		
		フィルタ装置出口圧力（広帯域）	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。		
		フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	①	—	—	—	—	—	—	—		
		フィルタ装置水温度	3	3	3	0	①	—	—	—	—	—	—	—		—
		フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	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	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				
直後	区分Ⅰ直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Ⅲ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	区分Ⅲ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)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） b. フィルタ装置への水補給																	
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	①	－								－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	①	－								
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスバージ																	
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	－															－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置出口水素濃度	2	2	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
										格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1			
			フィルタ装置入口圧力（広帯域）	1	1	1	0	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。		
									圧力抑制室圧力	1	1	1	0				
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)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） d. フィルタ装置への薬液補給																	
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	－															－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直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) 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 a. 代替循環冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」「代替循環冷却系ポンプによるドライウェルスプレイ」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 0	1 1 1 0	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。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力 ドライウェル温度 [ドライウェル圧力]	1 11 2	1 11 0	1 11 0	0 0 0	直接的に原子炉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、ドライウェル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウェル圧力(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。	
		原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	1 4 2	1 4 1	1 0 1	0 4 0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(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。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	1 1	1 1	1 1	0 0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力	16 1	16 1	0 1	16 0	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。 飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。	
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系統流量(A系のみ)	1	1	0	0	①	—								
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量(A系のみ)	1	1	0	0	①	—								
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ								
		水源の確保	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	—	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力	1 3 1 1 3 1	1 3 1 0 0 1	1 1 1 0 0 1	0 2 0 0 0 0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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を水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー-1」 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」「代替循環冷却ポンプによるドライウェルスプレイ」	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)	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			2	2	1	1			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
			2	2	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
			2	2	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
			2	2	1	1			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			2	2	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			2	2	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
			3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
			5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
			2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
			2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。
			1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度により代替監視可能。
			2	0	0	0			[ドライウェル圧力]	2	0	0	0			監視可能であれば、ドライウェル圧力(常用計器)により代替監視可能。
			1	1	1	0			ドライウェル圧力	1	1	1	0			直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。
	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。						
	2	1	1	0	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。						
	1	1	1	0	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。						
	1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。						
	16	16	0	16	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。						
	1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。						
	2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。						
	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。						
	2	2	1	1	圧力抑制室水位	2	2	1	1	原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の変化により代替監視可能。						
	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の変化により代替監視可能。						
	6	6	3	3	ドライウェル水位	6	6	3	3	ドライウェル温度、ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。						
	1	1	1	0	ドライウェル圧力	1	1	1	0							
11	11	11	0	ドライウェル温度	11	11	11	0								
1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0								
1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0								
1	1	1	0	圧力抑制室内空気温度	1	1	1	0	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。							
16	16	0	16	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16								
1	1	0	0	原子炉補機冷却水系系統流量(A系のみ)	1	1	0	0								
1	1	0	0	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量(A系のみ)	1	1	0	0								

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO				
直後	区分Ⅰ直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 (3)原子炉格納容器内pH調整 a.原子炉格納容器内pH調整																		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 重大事故等対応要領書 「格納容器内pH調整」	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モニタ(D/E)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料減) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	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。 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。		
	操作	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位		2	1	1	1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 復水貯蔵タンク水位	1 1 1 1 1 1 2 1	1 1 1 1 1 1 2 1	0 1 0 1 0 0 1 0	1 0 0 1 0 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉格納容器下部水位		12	12	6	6	①	-	原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 代替循環冷却ポンプ出口流量	1 2 1	1 2 1	1 1 1	0 1 0	水源である復水貯蔵タンク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により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			補機監視機能	格納容器pH調整系タンク水位		1	1	1	0	③	格納容器pH調整系の運転状態を確認するパラメータ					-		
				格納容器pH調整系ポンプ出口圧力		1	1	1	0	③	格納容器pH調整系の運転状態を確認するパラメータ					-		
			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 (4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給															
			重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」	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モニタ(D/E)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2			2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5		5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料減) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	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。 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。			
操作	原子炉格納容器内の温度	サブレーションプール水温度		16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			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			計器名称	計器数	直後			区分Ⅰ直流電源 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)原子炉格納容器下部注水系 a.原子炉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																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 格納容器下部注水」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 [残留熱除去系熱交換器入口温度]	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	—	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量	1 1 1 1 1 3	1 1 1 1 1 3	0 1 1 1 1 1	0 0 0 0 0 2	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	原子炉格納容器下部注水タービン入口蒸気圧力 原子炉格納容器下部注水タービン入口蒸気圧力	1 1	1 1	0 1	1 0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉格納容器下部注水タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力 [ドライウエル圧力]	11 2	11 0	11 0	0 0	直接的に原子炉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、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(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。	
		原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力 [圧力抑制室圧力]	2 4	0 4	0 0	0 4	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(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。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 サプレッションプール水温度	11 16	11 16	11 0	0 16	① ①	—	ドライウエル温度 サプレッションプール水温度	11 16	11 16	0 0	0 16	ドライウエル温度/サプレッションプール水温度により代替監視可能。 圧力抑制室内空気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。	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。	
			格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	2 2	2 2	1 1	1 1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直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		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストレージ-3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 格納容器下部注水」 判断基準 (2/2)	制御棒の位置	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。	
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度	1	0	0	0	③	制御棒駆動機構の温度を確認するパラメータ	8	8	0	0			
	電源の確保	4-2C母線電圧	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		4-2D母線電圧	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		125V直流主母線2A電圧	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		125V直流主母線2B電圧	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		125V直流主母線2A-1電圧	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		125V直流主母線2B-1電圧	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
高圧代替注水系ポンプ出口圧力										1	1	0	1			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力										1	1	1	0			
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力										1	1	0	0			
復水移送ポンプ出口圧力										1	1	1	0			
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力										1	1	1	0			
原子炉水位 (広帯域)										2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1												

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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				
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 格納容器下部注水」	操作	原子炉格納容器内の 水位	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	①	—	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器へ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。
			原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1	—	—	原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1		
		原子炉格納容器へ の注水量	ドライウエル水位	6	6	3	3	①	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル 水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	①	—	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6		
	水源の確保	補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	—	原子炉格納容器代替スプレイ 流量	2	2	1	1	水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。	
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0			
									残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	1	1	1	0			
									残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
									直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
									原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
									高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0			
									復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
									直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0			
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	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 蔵タンクの代替監視可能。							

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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)原子炉格納容器下部注水系 b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水																
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-3a」 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による格納容器下部注水」	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モニタ (D/B)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
			格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	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。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（広帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替置換冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力抑制室圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 1	0 1 0 1 0 1 1 1 1 5 2 2 1	1 0 0 0 1 0 0 0 2 0 1 1 0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能。 直接的に原子炉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、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能。 直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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。
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	5 2 2	5 2 2	5 1 1	0 1 1	原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 [ドライウエル圧力]	1 11 2	1 11 0	1 11 0	0 0 0	直接的に原子炉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、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力（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。
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度 [圧力抑制室圧力]	1 4 2	1 4 1	1 0 1	0 4 0	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直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					
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストレージ-3a」 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器下部注水」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
			サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。	
			格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		制御棒の位置	【制御棒位置指示系】	1	1	0	0	②	—	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度	1	0	0	0	③	—	制御棒駆動機構の温度を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	—	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	—	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
	125V直流主母線2B電圧		1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
	125V直流主母線2A-1電圧		1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
	125V直流主母線2B-1電圧		1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
	水源の確保	淡水貯水槽(No.1)	「発電所対策本部」に確認					③	—	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		淡水貯水槽(No.2)	「発電所対策本部」に確認					③	—	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器下部注水量	12	12	6	6	①	—	原子炉格納容器下部注水量	1	1	1	0	原子炉格納容器へ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。
				原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	①	—	原子炉格納容器代替スプレイ流量	1	1	1	0		
			ドライウエル水位	原子炉格納容器下部注水量	1	1	1	1	①	—	原子炉格納容器下部注水量	1	1	1	0	原子炉格納容器への注水量により代替監視可能。	
				原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	①	—	原子炉格納容器代替スプレイ流量	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水量	原子炉格納容器下部水位	1	1	1	0	①	—	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	
				ドライウエル水位	6	6	3	3	①	—	ドライウエル水位	6	6	3	3		
		水源の確保	淡水貯水槽(No.1)	「発電所対策本部」に確認					③	—	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
				淡水貯水槽(No.2)	「発電所対策本部」に確認					③	—	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		—

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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)原子炉格納容器下部注水系 e.ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる格 納容器下部注水」	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モニタ (D/B)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		原子炉压力容器内 の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力 [残留熱除去系熱交換器入口 温度]	2 2 2	2 2 2	1 1 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。	
		原子炉压力容器内 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)	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流 量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				2	2	1	1			残留熱除去系洗浄ライン流 量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流 量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流 量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による 飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。						
		1	1	1	0	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	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。						
		原子炉压力容器内 の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン 入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力 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	0	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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。				
				2	2	1	1	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉压力容器内飽和状 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。				
		原子炉格納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
				11	11	11	0	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル 温度により代替監視可能。				
2	0			0	0	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常 用計器)により代替監視可能。						
原子炉格納容器内 の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。			
		4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内 空気温度により代替監視可能。						
2	1	1	0	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(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

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直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			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる格納容器下部注水」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
			サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。	
			格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		制御棒の位置	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	②	—	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		平均出力領域モニタ	6	6	0	0	—	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。		
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度	1	0	0	0	③	制御棒駆動機構の温度を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
	125V直流主母線2A電圧		1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
	125V直流主母線2B電圧		1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
	125V直流主母線2A-1電圧		1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		
	水源の確保	ろ過水タンク水位	「1号中央制御室」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	①	—	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器へ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。	
			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	—	—	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	原子炉格納容器へ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。	
			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	—	—	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	原子炉格納容器へ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。	
		原子炉格納容器内への注水量	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	①	—	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			ドライウェル水位	6	6	3	3	①	—	ドライウェル水位	6	6	3	3	原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
排水貯蔵タンク水位		1	1	1	0	—	—	排水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。			
補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力	「1号中央制御室」に確認				③	ろ過水系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	「1号中央制御室」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
			直後	区分Ⅰ直流電源 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																	
a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水																	
非常時操作手順書 （シニアアクシデント） 「注水ストラテジー1」 等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	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モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口 温度]	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 1	1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 原子炉抑制室圧力	1 1	1 1	0 1 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ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	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー」 等	判断基準 (2/2)	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高压代替注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1 1 1 1 1 1 1 2 2	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	0 0 0 1 0 0 0 0 1 1	1 0 0 1 0 0 0 0 0 1 1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポン プの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
	非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 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)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力抑制室圧力	1 1 1 1 1 1 3 3 2 2 2 2 1 1	0 1 0 1 0 0 0 0 1 1 1 1 0	1 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による 飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉圧力容器の満水を推定可能。 高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、 直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン 入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力 の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状 態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係 から原子炉圧力容器温度より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	
		原子炉圧力容器内 の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口 蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1 5 2 2 2	0 1 1 1 1 1	1 0 0 1 1 1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、 直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン 入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力 の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状 態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係 から原子炉圧力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。		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				
直後	区分Ⅰ直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			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	0	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。			
			1	1	0	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	1	0	①	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。			
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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	0	①	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
			1	1	1	0	①	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
			1	1	1	0	①	—	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0				
			1	1	1	0	①	—	残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1				
			1	1	1	0	①	—	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
			1	1	1	0	①	—	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
			1	1	0	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1				
			1	1	1	0	①	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0				
			1	1	0	0	①	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0				
1	1	1	0	①	—	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0							
1	1	1	0	①	—	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0							
2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。						
2	2	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、復水貯蔵タンクの代替監視可能。						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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) 原子炉压力容器への注水 b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）」による原子炉注水	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モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	—	[エア放射線モニタ]	1	1	0	0	エア放射線モニタ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。	
			格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	—	[エア放射線モニタ]	1	1	0	0	エア放射線モニタ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。	
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力	2	2	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圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		原子炉水位（燃料域）より代替監視可能。
		原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3	3	1	0	①	—	[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	残留熱除去系運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				2	2	1	1			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1			
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
		5	5	5	0	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。						
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	
		2	2	1	0	原子炉圧力	2	2	1	0	原子炉圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
		電源の確保	電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—						
				4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—						
				125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—						
125V直流主母線2B電圧	1			1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—								
125V直流主母線2A-1電圧	1			1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—								
125V直流主母線2B-1電圧	1			1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—								
水源の確保	水源の確保	淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—								
		淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—								

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														評価
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ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	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー」 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ1)による原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
				2	2	1	1			高压炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
										原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制高圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推察可能。 高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1		
				1	1	1	0			圧力抑制高圧力	1	1	1	0		
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
				2	2	1	1			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1		
				2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				2	2	1	1			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1		
				2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		
				2	2	1	1			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1		
水源の確保	淡水貯水槽(No.1)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-				-		
		「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-				-		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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) 原子炉压力容器への注水 e. ろ過水ポンプによる原子炉压力容器への注水																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー-1」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原 子炉注水」	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モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
			格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視 可能。		
		原子炉压力容器内 の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉压力容器内飽和状 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	—	[残留熱除去系熱交換器入口 温度]	2	0	0	0	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	0	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレ イ ライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。		
		原子炉压力容器内 の水位	[原子炉水位 (広帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレ イ ライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。		
				2	2	1	1	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレ イ ライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。		
				2	2	1	1	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレ イ ライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。		
				2	2	1	1	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレ イ ライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。		
				2	2	1	1	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレ イ ライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。		
				2	2	1	1	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレ イ ライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推定可能。	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。		
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—	—	—
125V直流主母線2A-1電圧	1		1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—	—	—		
125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—	—	—			
水源の確保	ろ過水タンク水位	「1号中央制御室」に確認				③	代替淡水源の確保 状態を確認するパ ラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														評価					
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器												
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO			
直後	区分Ⅰ直流電源 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							
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー」 等	操作	原子炉压力容器内の 水位	[原子炉水位 (狹帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0							
				2	2	1	1			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0							
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0							
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1							
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0							
										代替循環冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0							
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0							
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2							
										原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。				
										原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制系圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推察可能。				
										原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制系圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推察可能。				
										圧力抑制系圧力	1	1	1	0			高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。				
				非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内の 圧力	原子炉圧力			2	2	1	1	①			-	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。								
原子炉格納容器への 注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1					1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2		2	1		1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
												原子炉水位 (燃料域)	2		2	1		1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1		1	0		1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
												復水貯蔵タンク水位	1		1	1		0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力	「1号中央制御室」に確認						③	ろ過水系の運転状態を確認するパラメータ	-											
		「1号中央制御室」に確認								③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-									
水源の確保	ろ過水タンク水位	「1号中央制御室」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ			-									

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 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 d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水																
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプ による原子炉注水（中央 制御室）」	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モニタ (D/E)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
		格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	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。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 2 2 1	0 1 0 1 1 0 0 1 1 5 1 1 1 0	1 0 0 0 1 0 0 2 0 1 1 1 0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 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										
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプ による原子炉注水(中央 制御室)」	判断基準 (2/2)	原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。									
		原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	原子炉圧力容器内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。										
	電源の確保	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—								
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	0	0					
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ラインの洗浄流量)	1	1	1	0					
			残留熱除去系B系格納容器冷 却ラインの洗浄流量	1	1	0	1	残留熱除去系B系格納容器冷 却ラインの洗浄流量	1	1	0	1					
			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0					
			原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0					
			高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1	高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1					
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0					
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0					
			復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0					
			直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0					
原子炉水位(広帯域)			2	2	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(燃料域)	2	2	1	1								

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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					
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプ による原子炉注水(中央 制御室)」	操作	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)	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				2	2	1	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
				1	1	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0			
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			代替隔離冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0			
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
				5	5	5	0			原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
				2	2	1	1			原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
				1	1	1	0			圧力抑制室圧力	1	1	1	0			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。							
	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力	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容器温度より代替監視可能。							
	2	2	1	1	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
	2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
	2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
	1	1	1	0	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。							
	1	1	1	0	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。							
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
									残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0				
									残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
									直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0				
									原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
									高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0				
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0				
									復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0				
									直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0				
									原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	
									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、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直流電源 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) 原子炉压力容器への注水 e. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー」 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプ によるほう酸水注入」	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モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		原子炉压力容器内の温度	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	原子炉水位から原子炉压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。	
		原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	-	[残留熱除去系熱交換器入口温度] 高压代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替隔離冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力抑制室圧力	2 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 2 1	2 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2 2 1	1 1 1 1 1 0 1 1 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	1 0 0 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ							-	
		電源の確保	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ							-	
		電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							-	
		電源の確保	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							-	
		電源の確保	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							-	
		電源の確保	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							-	
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	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の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ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	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプ によるほう酸水注入」	操作	原子炉压力容器内の 水位	[原子炉水位 (狭帯域)]	3	3	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
										代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
										原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
							原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制駆圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推察可能。				
							原子炉圧力 圧力抑制駆圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制駆圧力の差圧から原 子炉压力容器の満水を推察可能。				
							高压代替注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力によ り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。				
							原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン 入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力 の代替監視可能。				
							原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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 (広帯域)	2	2	1	1							
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1							
		補機監視機能	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力	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							
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	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の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直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) 原子炉压力容器への注水 f. 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水																		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2	2 2 0	1 1 0	1 1 0	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圧力より代替監視可能。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2	3 2 2	1 1 1	0 1 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力抑制室圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1 3 5 2 2	0 1 0 1 0 1 1 1 1 1 1	1 0 0 0 1 0 0 2 0 1 0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ									
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ									
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ									
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ									
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ									
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ									
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ									
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ									

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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				
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプに による原子炉注水」	判断基準 (2/2) 水源の確保	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高压代替注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2	0 0 0 1 0 1 0 0 0 0 1 1 1	1 0 0 0 1 0 1 0 0 0 0 1 1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、 運転している系統の注水流量より復水貯蔵 タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポン プの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の 水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯 蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価					
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO			
直後	区分Ⅰ直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							
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	操作	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
				2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				2	2	1	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0					
				2	2	1	0			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0					
				1	1	0	1			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1					
				1	1	1	0			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				1	1	1	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				3	3	1	2			残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2					
				5	5	5	0			原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。		
		2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。								
		2	2	1	0	原子炉圧力	2	2	1	0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。								
		1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。								
		5	5	5	0	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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。								
		2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)	2	2	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圧力より代替監視可能。								
2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。										
2	0	0	0	[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0											
1	0	0	0	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	③	-	-	-											
1	1	0	1	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	③	-	-	-											
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量			1	1	1	0	
								1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0	
								1	1	1	0	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)			1	1	1	0	
								1	1	0	1	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)			1	1	0	1	
								1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0	
								1	1	1	0	原子炉格納容器下部注水流量			1	1	1	0	
								1	1	0	1	高圧代替注水系ポンプ出口圧力			1	1	0	1	
								1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力			1	1	1	0	
								1	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力			1	1	0	0	
								1	1	1	0	復水移送ポンプ出口圧力			1	1	1	0	
								1	1	1	0	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力			1	1	1	0	
								2	2	1	1	原子炉水位(広帯域)			2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
								2	2	1	1	原子炉水位(燃料域)			2	2	1	1	

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直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 (1)原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b.可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給																
重大事故等対応要領書「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	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。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 1	1 1 0 0	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。 ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	
										ドライウエル圧力	1	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	
										圧力抑制室圧力	1	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	

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	監視パラメータ												評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO				
直後	区分Ⅰ直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. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出																		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	①	—	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。	
				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	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	ドライウエル圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	直接的に原子炉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。	
				圧力抑制室圧力	11	11	11	0	①	—	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(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。	
				圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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	ドライウエル温度	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空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。	
				サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。		
				圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力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	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内水素濃度	4	4	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。		
				格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。		
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	格納容器内水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。		
		電源の確保	電源の確保	格納容器内雰囲気酸素濃度	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
					ドライウエル圧力	1	1	1	0	③	非常用低圧母線を受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。		
					圧力抑制室圧力	1	1	1	0	③	非常用低圧母線を受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	0	非常用低圧母線を受電状態を確認するパラメータ		
					4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線を受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	非常用低圧母線を受電状態を確認するパラメータ		
					4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線を受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	非常用低圧母線を受電状態を確認するパラメータ		
					125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ		
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							
125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直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				
非常時操作手順書（シビアアクシデント）「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、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	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、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	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度／圧力の関係から、ドライウエル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	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（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。
		原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
		原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度／圧力の関係から、圧力抑制室内空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	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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。
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から、圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	サブレーションプール水温度	16	16	0	16	①	-	サブレーションプール水温度	16	16	0	16	サブレーションプールの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温度	サブレーションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の温度	サブレーションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。		
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置出口圧力（広帯域）	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。		
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。		
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水温度	3	3	3	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。		
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	1	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	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

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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 b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御																
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書 (設備別) 「可燃性ガス濃度制御系 による水素濃度制御」	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 (D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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 (S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。
			格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	
										ドライウエル圧力	1	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
										ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
										[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空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。
										[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（常用計器）により代替監視可能。	
										[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内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温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
										原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	
原子炉水位（広帯域）	2									2	1	1	原子炉水位（燃料域）	2	2	
原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	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。		
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 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			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書 (設備別) 「可燃性ガス濃度制御系 による水素濃度制御」	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	0	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0	②	—	原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水温度	5 16	5 16	5 0	0 16	除熱先の温度変化により、代替監視可能。	
		[残留熱除去系熱交換器出口温度]	2	0	0	0	②	—	原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水温度	5 16	5 16	5 0	0 16	除熱先の温度変化により、代替監視可能。	
		原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—	原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2 2	2 2	0 0	0 0	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。
		残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2	2	0	0	①	—							
		原子炉補機冷却水系冷却水供給温度	2	2	0	0	③	—							
	電源の確保	6-2C母線電圧	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 非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ					—	
		6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	—	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ					—	
		4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	—	非常用低压母線の受電状態を確認するパラメータ					—	
		4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	—	非常用低压母線の受電状態を確認するパラメータ					—	
		125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	
		125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	
		125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 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		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書 (設備別) 「可燃性ガス濃度制御系 による水素濃度制御」	原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	1	1	①	－	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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 (S/C)	2	2	1	1	①	－	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。	
		格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	－	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	2 2 2 2	2 2 2 2	1 1 1 1	1 1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	2 2 2 2 1 1 1 1	2 2 2 2 1 1 1 1	1 1 1 1 0 0 0 0	1 1	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。 ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉格納容器内の 圧力		ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	－	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 【ドライウエル圧力】	1 1 11 11 2 0	1 1 11 11 0 0	1 1 11 11 0 0	0 0	直接的に原子炉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、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力（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。
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	－	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度 【圧力抑制室圧力】	1 1 4 4 2 1	1 1 4 4 1 1	1 1 0 0 1 0	0 4 4 0	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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。
			原子炉格納容器内の 温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	－	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 サブプレッションプール水温度	1 1 1 1 16 16	1 1 1 1 16 16	1 1 1 1 0 0	0 16	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。 サブプレッションプール水温度の上昇により代替監視可能。
	圧力抑制室内空気温度	4		4	0	4	①	－	圧力抑制室圧力	1 1	1 1	1 0	0 0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室圧力により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	サブプレッションプール水温度	16		16	0	16	①	－	圧力抑制室内空気温度	4 4	4 4	0 0	4 4	圧力抑制室内空気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。	

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	監視パラメータ												評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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						
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書 (設備別) 「可燃性ガス濃度制御系 による水素濃度制御」	操作 (2/2)	補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系ブロウ入口流量	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系ブロウ入口圧力	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系加熱管表面温度	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系加熱管内ガス温度	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系加熱管出口ガス温度	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系入口ガス温度	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系ブロウ入口温度	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									
			可燃性ガス濃度制御系冷却器出口ガス温度	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ									

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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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																
(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視																
a. 格納容器内水素濃度計による原子炉格納容器内の水素濃度監視																
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書 (設備別) 「格納容器内雰囲気モニタ 起動および水素・酸素 濃度監視」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
		格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2	2 2 0	1 1 0	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。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。	
		電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	
	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—			
	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—			
	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—			
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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

1.9 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	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
		直後	区分Ⅰ直流電源 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																	
(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視																	
b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水 系による補機冷却水確保」 非常時操作手順書 (設備別) 「格納容器内雰囲気モニ タ起動および水素・酸素 濃度監視」	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モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
		格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位（広背域） 原子炉水位（燃料域）	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内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。	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	2 2	2 2	1 1	1 1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 0	0 1 0 0	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。 ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		6-2C母線電圧		1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ							—	
		6-2D母線電圧		1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ							—	
		4-2C母線電圧		1	1	1	1	③	非常用低压母線の受電状態を確認するパラメータ							—	
		4-2D母線電圧		1	1	1	1	③	非常用低压母線の受電状態を確認するパラメータ							—	
		125V直流主母線2A電圧		1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—	
	125V直流主母線2B電圧		1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—		
	125V直流主母線2A-1電圧		1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—		
	125V直流主母線2B-1電圧		1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ							—		
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 0	1 1 0 0	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。 ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—							—		
		原子炉補機冷却水系冷却水供給温度	2	2	0	0	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

1.10 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	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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. 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 (1)水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止 a. 原子炉建屋内の水素濃度監視																
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「水素制御ストラテジ」	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	－	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/F)	2	2	1	1	①	－	[残留熱除去系熱交換器入口 温度]	2	0	0	0	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。	
			格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/G)	2	2	1	1	①	－	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	
	操作	原子炉建屋内の水 素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	7	1	6	①	－	静的触媒式水素再結合装置動作 監視装置	8	8	4	4	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により、原子炉建屋内水素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	①	－	原子炉建屋内水素濃度	2	2	2	2	原子炉建屋内水素濃度により静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
直後	区分Ⅰ直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 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 (2)原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制 a.原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水																	
非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ1」等 非常時操作手順書（設備別） 「燃料プール補給水ポンプによる原子炉ウェル注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1										
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1										
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/B)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
										圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
		電源の確保	6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ						—		
				4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ						—	
				125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—	
				125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ						—	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1									1	0	1					
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1									1	1	0					
原子炉格納容器下部注水流量	1									1	1	0					
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1									1	0	1					
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1									1	1	0					
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1									1	0	0					
復水移送ポンプ出口圧力	1									1	1	0					
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1									1	1	0					
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1							注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。						
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1													

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ													評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直流電源 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						
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「燃料プール補給水ポン プによる原子炉ウエル注 水」	操作	原子炉ウエルへの注水量	原子炉ウエル水位	1	1	0	1	③	原子炉格納容器頂部注水系(常設または可操)の運転状態を確認するパラメータ									
		補機監視機能	燃料プール補給水系ポンプ出口流量		1	0	0	0	③	燃料プール補給水ポンプの運転状態を確認するパラメータ								
			燃料プール補給水系ポンプ出口圧力		1	0	0	0	③	燃料プール補給水ポンプの運転状態を確認するパラメータ								
	水源の確保	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度		11	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0				
										残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器処理ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
原子炉格納容器下部注水流量	1									1	1	0						
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1									1	0	1						
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1									1	1	0						
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1									1	0	0						
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0														
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0														
原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。													
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1														

重大事故等対処に係る監視事項

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	監視パラメータ														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等
直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合				区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ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	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合			
1.10.2.1 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 (2)原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制 b.原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ1」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による原子炉ウエル注水」	判断基準	原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力	2	2	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圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (0/F)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/O)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。
	水源の確保	淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—				—		
		淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—				—		
	操作	原子炉ウエルへの注水量	原子炉ウエル水位	1	1	0	1	③	—	原子炉格納容器頂部注水系（常設または可搬）の運転状態を確認するパラメータ	—				—		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
		水源の確保	淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—				—	
淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—				—				
1.10.2.1 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 (3)水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止 a.原子炉建屋ベント設備による水素ガス排出																	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「水素制御ストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉建屋ベント」	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	7	1	6	①	—	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により、原子炉建屋内水素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉建屋内の水素濃度	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	①	—	原子炉建屋内水素濃度	2	2	2	2	原子炉建屋内水素濃度により静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の代替監視可能。		
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	7	1	6	①	—	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により、原子炉建屋内水素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO			
直後	区分Ⅰ直流電源 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若しくは注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールから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																			
a. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水																			
b. 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																			
非常時操作手順書 (後継ベース) 「SFP水位・温度制御」 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 「燃料プール冷却材喪失」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による使用済燃料プール注水（オールモバイル）」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による使用済燃料プール注水（常設配管）」	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報	2	1	1	0	—	—	—				使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
			使用済燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—									
			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1			0	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1			0	—		
				2	2	2	2			0	使用済燃料プール監視カメラ	1	1			0	0		
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0			0	—		
		1		1	1	0	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)			1	1	0	1	—					
		電源の確保			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—				—	—		
					125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—				—	—		
					125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—				—	—		
					125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—				—	—		
		水源の確保			淡水貯水槽 (No. 1)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—				—	—		
淡水貯水槽 (No. 2)	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—				—	—							

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 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												評価				
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直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						
非常時操作手順書 (撤換ベース) 「SFP水位・温度制御」 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 「燃料プール冷却材喪失」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ1)による使用済燃料プール注水(オールモバイル)」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ1)による使用済燃料プール注水(常設配管)」	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	1	1	1	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	—	—	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	1	1	0	1				
		水源の確保	淡水貯水槽(No.1)	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	1			
				使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	1	1	1	0			
				使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	—	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0			
		淡水貯水槽(No.2)	「発電所対策本部」に確認	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			「発電所対策本部」に確認	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 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												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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若しくは注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールから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 e.ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水																
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 「燃料プール冷却材喪失」 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる使用済燃料プール注水（残留熱除去系ライン）」	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報	2	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			使用済燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	2	2	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0		
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1		
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	—	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	—	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	0		
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	1		
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	1		
	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	0				
	125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	—	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	0				
	水源の確保	ろ過水タンク水位	「1号中央制御室」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)			2	2	2	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0			
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)			1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1			
水源の確保	ろ過水タンク水位	「1号中央制御室」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 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												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 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 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プールのスプレイ a. 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ b. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ																	
非常時操作手順書（徴候ベース） 「SFP水位・温度制御」 非常時操作手順書（プラント停止中） 「燃料プール冷却材喪失」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による使用済燃料プールのスプレイ（オールモバイル）」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による使用済燃料プールのスプレイ（常設配管）」	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式）	1 2	1 2	1 2	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式）	1 2	1 2	1 2	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。		
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1 1	1 1	1 1	0 0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。		
	電源の確保			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
				125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
				125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
				125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
	水源の確保			淡水貯水槽（No.1）	「発電所対策本部」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					—			
				淡水貯水槽（No.2）	「発電所対策本部」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					—			
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式）	2	2	2	0			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1	1	1	0		
		水源の確保			淡水貯水槽（No.1）	「発電所対策本部」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					—		
					淡水貯水槽（No.2）	「発電所対策本部」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 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													評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直流電源 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 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱																
非常時操作手順書 (直後ベース) 「SFP水位・温度制御」 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却系 による補機冷却水確保」	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—						
			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状 況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
			使用済燃料プール水位/温度 (ガ イドバルス式)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール上部空間放 射線モニタ (高線量、低線 量)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状 況、放射線の遮へい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。	
			スキマサージタンク水位	1	0	0	0	③	使用済燃料プー ルの状態を確認する パラメータ	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0		
		最終ヒートシンク の確保	原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—							
		電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ							
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ							
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ							
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ							
			125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ							
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ							
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ							
		125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ								

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												評価				
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						計器故障等	SBO	
				計器数	SBO影響					計器数	SBO影響							
直後	区分Ⅰ直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													
非常時操作手順書 (敬候ベース) 「SFP水位・温度制御」 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保」	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	2	1	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ (ヒートサーモ式)	1	1	0	1				
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の運へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			スキマサージタンク水位	1	0	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			—	
			燃料プール浄化系ポンプ出口流量	2	0	0	0	③	燃料プール冷却浄化系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

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価							
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器													
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO					
直後	区分Ⅰ直流電源 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									
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順 (1) 大気へ放射性物質の拡散抑制 a. 放水設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制																					
重大事故対応要領書 「放水設備による大気への拡散抑制」	判断基準 (1/2)	原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉压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。					
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気圧力	2	2	1	1	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。						
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	—	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	原子炉水位から原子炉压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压力容器温度より代替監視可能。						
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
		原子炉压力容器への注水量	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（広帯域）	2	2	1	1	原子炉水位（燃料域）		2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1							
原子炉水位（燃料域）	2									2	1	1									
原子炉水位（燃料域）	2									2	1	1									
原子炉压力容器への注水量	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（広帯域）	2	2	1	1	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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（燃料域）	2	2	1	1									
原子炉压力容器への注水量	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（広帯域）	2	2	1	1	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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（燃料域）	2	2	1	1									

重大事故等対処に係る監視事項

1. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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				
重大事故対応要領書「放水設備による大気への拡散抑制」	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			1	1	0	1	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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。	
			3	3	1	2	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
			3	3	1	2	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
			3	3	1	2	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
		圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。
			1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1			
			1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	2	2	2	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。
1			1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	2	2	2	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。			
1			1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	2	2	2	0				使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。
使用済燃料プール監視カメラ		1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	1	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。	
		1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	1	0				使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。
		1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	1	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の速へい状況及び境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。	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		SBO影響						
		分類	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	区分Ⅰ直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	SBO
重大事故対応要領書「放水設備による大気への拡散抑制」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
									原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0			
									原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
									高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量）	1	1	1	0			
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
									直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
									代替蒸餾冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
									低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
									残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
									原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
									原子炉圧力	2	2	1	1			
									原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0											
	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレィ流量	1 2	1 2	1 1	0 1	① ①	- -	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。 水筒である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。 原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。 ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
									ドライウエル水位	6	6	3	3			
									復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			
原子炉格納容器下部水位									12	12	6	6				
ドライウエル水位	6	6	3	3	監視事項は主要パラメータにて確認。											
ドライウエル圧力	1	1	1	0												
ドライウエル温度	11	11	11	0	監視事項は主要パラメータにて確認。											
圧力抑制室圧力	1	1	1	0												

重大事故等対処に係る監視事項

1. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価					
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO			
直後	区分Ⅰ直流電源 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							
重大事故対応要領書 「放水設備による大気への拡散抑制」	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0						
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0						
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0						
									残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1						
									直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0						
									原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0						
									原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1						
									復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。			
									原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6			①	-	原子炉格納容器下部注水流量	1
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0							
	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1							
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	1	1	1	0			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0							
	原子炉格納容器下部注水流量	6	6	3	3	①	-	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器へ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。					
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0							
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	8	8	4	4	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により、原子炉格納容器内水素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	1	1	1	0			使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
放射線量の測定	モニタリングポスト	6	6	0	0	③	-	屋外の放射線量率を確認するパラメータ					-						
								可搬型代替モニタリング設備	「発電所対策本部」に確認				③	屋外の放射線量率を確認するパラメータ					-
								可搬型モニタリング設備	「発電所対策本部」に確認				③	屋外の放射線量率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 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価						
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器												
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 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						
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 a. 海洋への拡散抑制設備（放射性物質吸着材）による海洋への放射性物質の拡散抑制	判断基準 (1/2)	原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力	2	2	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圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
										原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。			
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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圧力容器温度より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。				
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉水位（燃料域）	2	2	1
				高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。			
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
				残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1	1	1	1			0	①	-	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1			1	1	0
														残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1			1	0	1
				直流通動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			①	-	-	直流通動低圧注水ポンプ出口流量	1			1	1	0
														代替循環冷却ポンプ出口流量	1			1	1	0
				低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0			①	-	-	低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1			1	1	0
														残留熱除去系ポンプ出口流量	3			3	1	2
		原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	-			-	原子炉压力容器温度	5	5	5	0		原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。		
												原子炉圧力	2	2	1	1				
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。					
										圧力抑制室圧力	1	1	1	0						
		原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	①	-	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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（燃料域）	2	2	1	1	①	-	-	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。							
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0								
崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	2	2	1	1	①	-	-	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0								
水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	1	1	1	0	①	-	-	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0								
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	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0								
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	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0								

重大事故等対処に係る監視事項

1. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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					
重大事故等対応要領書「放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制」	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	1	0	①	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。			
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。			
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		監視事項は主要パラメータにて確認。	
			1	1	1	0	①	—	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。			
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。			
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
				1	1	1	0	①	—	圧力抑制室水位	2	2	1	1		水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	
			1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。			
	11		11	11	0	①	—	ドライウェル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度により代替監視可能。				
	2		0	0	0	①	—	【ドライウェル圧力】	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能。				
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。			
		4	4	0	4	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。				
		2	1	1	0	①	—	【圧力抑制室圧力】	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（常用計器）により代替監視可能。				
	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			2	2	1	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。			
		使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			2	2	2	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。			
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。			
使用済燃料プール監視カメラ		1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
		2	2	2	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	2	2	2	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。				
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/P)	2	2	1	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。			
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。				
操作	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 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		
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順																
(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制																
b. 海洋への拡散抑制設備（南側幹線排水路シルトフェンス及び2・3号伊放水口シルトフェンス）による海洋への放射性物質の拡散抑制																
c. 海洋への拡散抑制設備（2号伊取水口シルトフェンス、北側幹線排水路シルトフェンス及び2重目シルトフェンス）による海洋への放射性物質の拡散抑制																
重大事故等対応要領書 「シルトフェンスによる 海洋への拡散抑制」	判断基準 (1/2)	原子炉压力容器内の 温度	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口 温度]	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉压力容器内に飽和状 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。
		原子炉压力容器内の 圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	高压代替注水系タービン入口 蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆 動用タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力によ り、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン 入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力 の代替監視可能。	
		原子炉压力容器内の 水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量	1 1 1 1 1 1 1 1 3	1 1 1 1 1 1 1 1 5	0 0 0 1 0 0 0 0 1	1 0 0 0 0 0 0 0 2	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
		原子炉压力容器への 注水量	高压代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流 量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流 量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残 留熱除去系ヘッドスプレイライン 洗浄流量）	1 1 1 1	1 1 1 1	0 1 0 1	1 0 0 0	① ① ① ①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 復水貯蔵タンク水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 復水貯蔵タンク水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 復水貯蔵タンク水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 復水貯蔵タンク水位	2 2 1 2 2 1 2 2 1 2 2	2 2 1 2 2 1 2 2 1 2 2	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 0 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水量と原子炉水位の変化より代替監視可 能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。 崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水量と原子炉水位の変化より代替監視可 能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。 崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への 注水量と原子炉水位の変化より代替監視可 能。 水源である復水貯蔵タンクの水位変化によ り代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

1. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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					
重大事故等対応要領書「シルトフェンスによる海洋への拡散抑制」	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
			1	1	1	0	①	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。			
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。			
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。			
			1	1	1	0	①	—	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。			
			3	3	1	2	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。			
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
				1	1	1	0	①	—	圧力抑制室水位	2	2	1	1		水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	
			圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	—	圧力抑制室圧力	1	1	1	0		直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	
	1			1	1	0	①	—	ドライウェル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度により代替監視可能。			
	1			1	1	0	①	—	【ドライウェル圧力】	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能。			
	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。			
			1	1	0	1	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。			
		使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（常用計器）により代替監視可能。			
			2	2	2	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。			
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。			
			1	1	1	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。			
		使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。			
			1	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。			
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/P)	2	2	1	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。		
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)			2	2	1	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	1	1	0	0	エリア放射線モニタの上昇により代替監視可能。			
操作	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—				

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 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		
1.12.2.2 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時の手順 (1)初期対応における延焼防止 a.化学消防自動車による泡放水																
重大事故等対応要領書 「化学消防自動車による 泡放水」	判断基準	-														
	操作	-														
1.12.2.2 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時の手順 (2)航空機燃料火災への泡消火 a.放水設備（泡消火設備）による航空機燃料火災への泡消火																
重大事故等対応要領書 「航空機燃料火災への泡 消火」	判断基準	-														
	操作	-														

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													評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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) 淡水貯水槽を水源とした対応手順 a. 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ1）による送水																
重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による送水」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
										復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
操作	水源の確保	淡水貯水槽（No.1）	「発電所対策本部」に確認					③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-						
		淡水貯水槽（No.2）	「発電所対策本部」に確認					③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-						

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 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													評価	
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
直後	区分Ⅰ直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 (5) 淡水タンクを水源とした対応手順 a. 淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる送水																
重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による送水」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高压代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
										復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1												
操作	水源の確保	ろ過水タンク水位	「1号中央制御室」に確認					③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-						
		純水タンク水位	1	0	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-							
		原水タンク水位	「発電所対策本部」に確認					③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-						

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 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												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
直後	区分Ⅰ直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ポンプによる送水（各種注水）																
重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による送水」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高压代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
										復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1											
操作	水源の確保	海を利用	「発電所対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-				注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を 延命した場合		区分Ⅱ直流電源を 延命した場合	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を 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	SBO
1.13.2.2 水源へ水を補給のための対応手順 (1) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順																
重大事故等対応要領書 「淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
										復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			
淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
										復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			
淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-			

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 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												評価		
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直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				
重大事故等対応要領書「淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。										
	高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	1	1	0	0											
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
	ろ過水タンク水位		「1号中央制御室」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-	
	純水タンク水位	1	0	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ								-	
原水タンク水位		「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-		
重大事故等対応要領書「淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給」	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0		
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。										
	高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	1	1	0	0											
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
	ろ過水タンク水位		「1号中央制御室」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-	
	純水タンク水位	1	0	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ								-	
原水タンク水位		「発電所対策本部」に確認						③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ					-		

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 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														評価	
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等		
直後	区分Ⅰ直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					
重大事故等対応要領書 「海から復水貯蔵タンクへの補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
										高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0												
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0												
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。											
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1												
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
										原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
										高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
										残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
										直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
原子炉格納容器下部注水流量										1	1	1	0				
高圧代替注水系ポンプ出口圧力										1	1	0	1				
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力										1	1	1	0				
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力										1	1	0	0				
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0													
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0													
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。												
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1													

重大事故等対処に係る監視事項

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												評価			
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
直後	区分Ⅰ直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 水源へ水を補給のための対応手段 (2) 淡水貯水槽へ水を補給するための対応手順																	
重大事故等対応要領書「海から淡水貯水槽への補給」	判断基準	水源の確保	淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-			-					
			淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-			-					
	操作	水源の確保	淡水貯水槽 (No.1)	「発電所対策本部」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-			-					
			淡水貯水槽 (No.2)	「発電所対策本部」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-			-					
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (1) 高圧炉心スプレイ系の水源の切替え																	
重大事故等対応要領書「復水貯蔵タンクへの補給源の切替（淡水から海水）」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。	
			原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4		圧力抑制室内空気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位	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0								
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0								
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0								
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1								
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0												
	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0												
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1												
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。									
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0									
				高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0									
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)				1	1	1	0										
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)				1	1	0	1										
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量				1	1	1	0										
原子炉格納容器下部注水流量				1	1	1	0										
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1													
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。										
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0													
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0													
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0													
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1													

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ												評価				
			抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
			計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 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Ⅲ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	区分Ⅲ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 a.ガスタービン発電機又は電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電																			
非常時操作手順書（撤換ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電」	判断基準	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電状態の確認するパラメータ										
			66kV塚浜線電圧	1	1	1	1	③	塚浜支線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
	操作	GTG運転監視	GTG発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ										
			GTG発電機電力	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ										
			GTG発電機周波数	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ										
		電源	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線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	分類	監視パラメータ												評価				
			抽出パラメータを計測する計器						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					
非常時操作手順書（微候 ベース） 「全交流動力電源喪失・ 全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「電源車によるM/C 2C系 及UM/C 2D系受電」	判断基準	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電状態を確認するパラメータ										
			66kV塚浜線電圧	1	1	1	1	③	塚浜支線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			GTG発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ										
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
	操作	電源車運転監視	電源車電圧	「発電所対策本部」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	「発電所対策本部」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	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ										
			4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低圧母線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	分類	監視パラメータ												評価	
			抽出パラメータを計測する計器						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					
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 b. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C 2C系又はM/C 2D系受電																
非常時操作手順書（徴候ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル（常設）による電力融通」	判断基準	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電状態の確認するパラメータ					—		
			66kV塚浜線電圧	1	1	1	1	③	塚浜支線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			GTG発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ					—		
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			D/G(3A)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ					—		
			D/G(3B)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ					—		
			D/G(3A)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ					—		
D/G(3B)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ					—					
D/G(3A)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ					—					
D/G(3B)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認		③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)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	分類	監視パラメータ											評価						
			抽出パラメータを計測する計器						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						
非常時操作手順書（微缺ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル（常設）による電力融通」	操作	電源	6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
		D/G(3A)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3B)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3A)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3B)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3A)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3B)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)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	分類	監視パラメータ												評価					
			抽出パラメータを計測する計器						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									
非常時操作手順書（微候 ベース） 「全交流動力電源喪失・ 全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブ ル（可搬型）による電力 融通」	判断基準	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電 状態の確認するパ ラメータ											
			66kV塚浜線電圧	1	1	1	1	③	塚浜支線の受電状 態を確認するパラ メータ											
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ											
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ											
			GTG発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運 転状態を確認する パラメータ											
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ											
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ											
			D/G(3A)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ										
			D/G(3B)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ										
			D/G(3A)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ										
			D/G(3B)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ										
			D/G(3A)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)の 運転状態を確認す るパラメータ										
D/G(3B)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル 発電機(3号炉)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	分類	監視パラメータ											評価				
			抽出パラメータを計測する計器						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				
非常時操作手順書（微候 ベース） 「全交流動力電源喪失・ 全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブ ル（可搬型）による電力 融通」	操作	電源	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ									
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ									
			6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高压母線の受電状態を確認するパラメータ									
		D/G(3A)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ									
		D/G(3B)電圧(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ									
		D/G(3A)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ									
		D/G(3B)電力(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ									
		D/G(3A)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ									
		D/G(3B)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認			③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)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	分類	監視パラメータ										評価		
			抽出パラメータを計測する計器					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
直後	区分Ⅰ直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 代替電源（直流）による対応手順 (1) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電															
非常時操作手順書（徴候ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」	判断基準	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電状態の確認するパラメータ					—	
			66kV塚浜線電圧	1	1	1	1	③	塚浜支線の受電状態を確認するパラメータ					—	
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ					—	
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ					—	
重大事故等対応要領書 「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」	操作	電源	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	
非常時操作手順書（徴候ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」	判断基準	電源の確保	4-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低压母線の受電状態を確認するパラメータ					—	
	操作	電源	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	
非常時操作手順書（徴候ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」	判断基準	電源の確保	4-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用低压母線の受電状態を確認するパラメータ					—	
	操作	電源	125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ												評価	
			抽出パラメータを計測する計器						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 代替電源（直流）による対応手順 (2) 常設代替直流電源設備による																
非常時操作手順書（撤換ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「可搬型代替直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			250V直流主母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
	操作	電源車運転監視	電源車電圧	「発電所対策本部」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	「発電所対策本部」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	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			250V直流主母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ												評価	
			抽出パラメータを計測する計器						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 代替電源（直流）による対応手順 (3)可搬型代替直流電源設備による給電																
非常時操作手順書（微候ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「可搬型代替直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			250V直流主母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
	操作	電源車運転監視	電源車電圧	「発電所対策本部」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	「発電所対策本部」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	6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			4-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		
			250V直流主母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ												評価	
			抽出パラメータを計測する計器						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 代替電源（直流）による対応手順 (4)125V代替充電器暨用電源車接続設備による給電																
非常時操作手順書（徴候 ベース） 「全交流動力電源喪失・ 全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「125V代替充電器暨用電 源車接続設備による給 電」	判断基準	電源の確保	125V直流主母線2A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ					—		
			125V直流主母線2B電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ						—	
			125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ						—	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ						—	
			6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ						—	
			4-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用低圧母線の 受電状態を確認す るパラメータ						—	
	操作	電源車運転監視	電源車電圧	「発電所対策本部」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	「発電所対策本部」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	125V直流主母線2A-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ						—	
			125V直流主母線2B-1電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状 態を確認するパラ メータ						—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ										評価	
			抽出パラメータを計測する計器					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			
					直後	区分Ⅰ直流電源 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 代替所内電気設備による対応手順 (1)代替所内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機、号伊間電力融通ケーブル又は電源車によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電														
非常時操作手順書（徹検ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「ガスタービン発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電」	判断基準	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
	操作	GTG運転監視	GTG発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ			—		
			GTG発電機電力	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ			—		
			GTG発電機周波数	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ			—		
		電源	6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
			4-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
非常時操作手順書（徹検ベース） 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「電源車によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電」	判断基準	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
			GTG発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ			—		
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
	操作	電源車運転監視	電源車電圧	「発電所対策本部」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	「発電所対策本部」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	6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ			—		
			4-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用低圧母線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	分類	監視パラメータ											評価						
			抽出パラメータを計測する計器						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						
重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル（常設）による電力融通」	判断基準	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			GTG発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ											
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			D/G(3A)電圧(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ										
			D/G(3B)電圧(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ										
			D/G(3A)電力(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ										
			D/G(3B)電力(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ										
			D/G(3A)周波数(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ										
	D/G(3B)周波数(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ												
	操作	電源	6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			4-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
		D/G(3A)電圧(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3B)電圧(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3A)電力(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3B)電力(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3A)周波数(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
		D/G(3B)周波数(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
D/G(3A)周波数(3号炉)			「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)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	分類	監視パラメータ											評価						
			抽出パラメータを計測する計器						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						
重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (予備)による電力融通」	判断基準	電源の確保	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			GTG発電機電圧	1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ											
			6-2F-1母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			6-2F-2母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			D/G(3A)電圧(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
			D/G(3B)電圧(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
			D/G(3A)電力(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
			D/G(3B)電力(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
			D/G(3A)周波数(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ											
	D/G(3B)周波数(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ													
	操作	電源	6-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
			4-2G母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ											
		D/G(3A)電圧(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ												
		D/G(3B)電圧(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ												
		D/G(3A)電力(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ												
		D/G(3B)電力(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ												
		D/G(3A)周波数(3号炉)	「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ												
D/G(3B)周波数(3号炉)		「3号中央制御室」に確認				③	非常用ディーゼル発電機(3号炉)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	分類	監視パラメータ										評価			
			抽出パラメータを計測する計器					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		
1.14.2.4 燃料の補給手順 (1)軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給																
重大事故等対応手順書 「軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給」	判断基準	補機監視機能	軽油タンク油面			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を確認するパラメータ								
			ガスタービン発電設備軽油タンク油面			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を確認するパラメータ								
			タンクローリ油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を確認するパラメータ								
	操作	補機監視機能	軽油タンク油面			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を確認するパラメータ								
			ガスタービン発電設備軽油タンク油面			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を確認するパラメータ								
			タンクローリ油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を確認するパラメータ								
1.14.2.4 燃料の補給手順 (2)タンクローリから各機器への補給																
重大事故等対応手順書 「タンクローリから各機器への補給」	判断基準	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を確認するパラメータ								
			各機器油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を確認するパラメータ								
	操作	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料を確認するパラメータ								
			各機器油タンクレベル			「発電所対策本部」に確認	③	電源設備の燃料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	分類	監視パラメータ											評価		
			抽出パラメータを計測する計器						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		
1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1)非常用交流電源設備による給電																
非常時操作手順書（徴候ベース） 「交流／直流電源供給回復」 重大事故等対応手順書 「交流／直流電源供給回復」	判断基準	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電状態の確認するパラメータ					—		
			66kV塚浜線電圧	1	1	1	1	③	塚浜支線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
	操作	電源	6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高压母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
		D/G運転監視	D/G(2A)電圧	1	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ					—		
			D/G(2B)電圧	1	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ					—		
			D/G(2A)電力	1	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ					—		
			D/G(2B)電力	1	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ					—		
			D/G(2A)周波数	1	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ					—		
			D/G(2B)周波数	1	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ					—		
		補機監視機能	軽油タンク油面	「発電所対策本部」に確認				③	電源設備の燃料を確認するパラメータ					—		
			原子炉補機冷却水系系統流量	2	2	0	0	①	—					—		
			原子炉補機冷却水系冷却水供給圧力	2	2	0	0	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					—		
			原子炉補機冷却水系冷却水供給温度	2	2	0	0	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

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ											評価		
			抽出パラメータを計測する計器					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									
1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電																
非常時操作手順書（徴候ベース） 「交流／直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流／直流電源供給回復」	判断基準	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電状態の確認するパラメータ					—		
			66kV塚浜線電圧	1	1	1	1	③	塚浜支線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2H母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
	操作	電源	6-2H母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			D/G運転監視	D/G(2H)電圧	1	1	1	1	③	高圧炉心スプレイ系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					—	
				D/G(2H)電力	1	1	1	1	③	高圧炉心スプレイ系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					—	
		D/G(2H)周波数		1	1	1	1	③	高圧炉心スプレイ系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					—		
		補機監視機能	軽油タンク油面	「発電所対策本部」に確認					③	電源設備の燃料を確認するパラメータ					—	
高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給圧力	1		1	0	0	③	高圧炉心スプレイ補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ					—				
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給温度	1	0	0	0	③	高圧炉心スプレイ補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ					—			
1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (3) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電																
非常時操作手順書（徴候ベース） 「交流／直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流／直流電源供給回復」	判断基準	電源の確保	275kV母線電圧	1	1	1	1	③	275kV母線の受電状態の確認するパラメータ					—		
			66kV塚浜線電圧	1	1	1	1	③	塚浜支線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2C母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2D母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
			6-2H母線電圧	1	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ					—		
	操作	電源	HPCS125V直流主母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					—		

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	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。
	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	-	[制御棒位置指示系] 平均出力領域モニタ	1 6	1 6	0 0	0 0	制御棒位置指示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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。	
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	-						-		
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-						-		

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0				
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1				
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1											
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。			
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
									直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
									原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
									高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
復水移送ポンプ出口圧力									1	1	1	0				
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力									1	1	1	0				
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1												

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 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			
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。		
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	-	-	-	-	-	-	-		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
								原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。
								原子炉圧力	2	2	1	1			
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
								高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。										
原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。										
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1											
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1											
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位から原子炉圧力容器内への注水流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。							
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。								

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 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	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1										

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 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			
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
								ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。		
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。		
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。	
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度及びサブレーションプール水温度により代替監視可能。		
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。		
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								ドライウエル水位	6	6	3	3			
								ドライウエル圧力	1	1	1	0	ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。		
								ドライウエル温度	11	11	11	0			
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			
復水貯蔵タンク水位								1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

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				
原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力(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。		
								ドライウエル温度	11	11	11	0				
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0				
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力(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。		
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4				
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0				
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/E)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。		
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器代替スプレー流量	2	2	1	1				
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0											
	フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	3	0	①	-	-								
	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。		
圧力抑制室圧力								1	1	1	0					
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。			
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0					
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	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		
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	6	6	0	0	①	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。
	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	—	—	制御棒位置指示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	6	6	0	0	
	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	—	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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。
	高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系）喪失確認	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量									1	1	1	0		
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量		1	1	0	0									
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）		1	1	1	0									
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）		1	1	0	1									
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量		1	1	1	0									
代替循環冷却ポンプ出口流量		1	1	1	0									
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量		1	1	1	0									
残留熱除去系ポンプ出口流量		3	3	1	2									
原子炉压力容器温度		5	5	5	0									
原子炉圧力		2	2	1	1									
原子炉圧力		2	2	1	1									
圧力抑制室圧力		1	1	1	0									
原子炉水位（広帯域）		2	2	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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（燃料域）			2	2	1	1			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	—	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	復水貯蔵タンク水位		1
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉压力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能。		
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉压力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 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水位回復	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			
	原子炉圧力	2	2	1	1										
	原子炉圧力	2	2	1	1										
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0										
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 0	1 1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量									1	1	1	0			
原子炉格納容器下部注水流量									1	1	1	0			
高圧代替注水系ポンプ出口圧力									1	1	0	1			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力									1	1	1	0			
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力									1	1	0	0			
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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				
代替自動減圧機能による逃がし安全弁動作確認	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0				
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0											
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1											
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0											
	原子炉压力容器温度	5	5	5	0											
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1											
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1												
原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	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。	監視事項は主要パラメータにて確認。					

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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				
低圧注水機能（残留熱除去系／低圧炉心スプレイ系）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。			
								原子炉圧力	2	2	1	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。			
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。			
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	原子炉水位（燃料域）		2	2
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。			
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。			
	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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。		
残留熱除去系ポンプ出口流量								3	3	1	2					
代替循環冷却ポンプ出口流量								1	1	1	0					
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力								1	0	0	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の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出口圧力								3	0	0	0					
代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	0												

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（サブプレッションプール水冷却モード）運転	残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	2	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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。		
	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	—	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	水源であるサブプレッションチェンバの水位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	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。			
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。			
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。										
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。										
	圧力抑制室水位	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より代替監視可能。										
原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） [残留熱除去系熱交換器入口温度]	2 2 2 2	2 2 2 0	1 1 1 0	1 1 1 0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 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	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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	8	8	0	0	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。
									[制御棒位置指示系]	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

2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
		高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0			0							
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1			0							
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0			1							
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1			0							
		代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1			0							
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1			0							
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1			2							
		原子炉压力容器温度	5	5	5			0							
		原子炉圧力	2	2	1			1							
		原子炉圧力	2	2	1			1							
		圧力抑制室圧力	1	1	1			0							
		原子炉水位（広帯域）	2	2	1			1	①	-	原子炉水位（燃料域）	2			2
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	原子炉水位	2	2			1	1			
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。	
								高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
								高压代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0			0							
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1			0							
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0			1							
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1			0							
		代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1			0							
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1			0							
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1			2							
		原子炉圧力容器温度	5	5	5			0							
		原子炉圧力	2	2	1			1							
		原子炉圧力	2	2	1			1							
		圧力抑制室圧力	1	1	1			0							
		原子炉水位（広帯域）	2	2	1			1	①	-	原子炉水位（燃料域）	2			2
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1										
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力								1	1	1	0				
原子炉水位（広帯域）								2	2	1	1	①			-
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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				
直流電源負荷切り離し	-															
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0				
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0											
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-									
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								圧力抑制室圧力	1	1	1	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

2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗

対応手段	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器				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			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） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンク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。
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の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。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0		
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1									

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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（サブプレッションプール水冷却モード）運転	残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	2	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 圧力抑制室水位	2 2 2	2 2 2	1 1 1	1 1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。 圧力抑制室内空気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。		
	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	
								原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	
								原子炉圧力	2	2	1	1			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0			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。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				
圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
							低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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出口流量	3	3	1	2					
							代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0					
							低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の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出口圧力	3	0	0	0					
代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	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

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗

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	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。	
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		制御棒位置指示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	8	8	0	0	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。	
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能。

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+ 高圧注水失敗

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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0			0							
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1			0							
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0			1							
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1			0							
		代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1			0							
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1			0							
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1			2							
		原子炉圧力容器温度	5	5	5			0							
		原子炉圧力	2	2	1			1							
		原子炉圧力	2	2	1			1							
		圧力抑制室圧力	1	1	1			0							
		原子炉水位（広帯域）	2	2	1			1	①	-	原子炉水位（燃料域）	2			2
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1										
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
原子炉水位（広帯域）								2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。			
原子炉水位（燃料域）						2	2	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+ 高圧注水失敗

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				
直流電源負荷切り離し	-															
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力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。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-									
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0											
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0											
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1											
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0											
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0											
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0											
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2											
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0											
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0											
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1											
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0											
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0											
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1											
原子炉圧力	2	2	1	1												

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+ 高圧注水失敗

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	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+ 高圧注水失敗

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（サブプレッションプール水冷却モード）運転	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2			
					原子炉压力容器温度			5	5	5	0			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0			
					原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）			2 2	2 2	1 1	1 1			
残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	2	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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。	
サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	水源であるサブプレッションチェンバの水位急化により代替監視可能。 圧力抑制室内空気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。	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+ 高圧注水失敗

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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。								
	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。								
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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。
								圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	
	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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。
残留熱除去系ポンプ出口流量								3	3	1	2			
代替循環冷却ポンプ出口流量								1	1	1	0			
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力								1	0	0	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の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出口圧力								3	0	0	0			
代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	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 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 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	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口 蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		
直流電源切替	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0				
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0				
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1				
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0				
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0				
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0				
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2				
					原子炉压力容器温度			5	5	5	0				
					原子炉圧力			2	2	1	1				
					原子炉圧力			2	2	1	1				
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0				
					原子炉水位（広帯域）			2	2	1	1				
					原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1						
					復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0						
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
									復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量								1	1	1	0			
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量								1	1	0	0			
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）								1	1	1	0			
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）								1	1	0	1			
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量								1	1	1	0			
	原子炉格納容器下部注水流量								1	1	1	0			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力								1	1	0	1			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1								1	1	0				
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1								1	0	0				
復水移送ポンプ出口圧力	1								1	1	0				
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1								1	1	0				
原子炉水位（広帯域）	2								2	1	1				
原子炉水位（燃料域）	2								2	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 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	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力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。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-									
低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								原子炉圧力	1	1	1	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 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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） （直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	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。		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	原子炉水位（燃料域）		2
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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。	
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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		
低压代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域）	2				①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			高压炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低压注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低压炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
								高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
					原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1					
原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
							原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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（広帯域）	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	—	—						
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0									
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。								
	直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0									
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。								
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1										

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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（サブプレッションプール水冷却モード）運転	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
					高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2			
					原子炉压力容器温度			5	5	5	0			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0			
					原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）			2 2	2 2	1 1	1 1			
残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	2	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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。	
サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	水源であるサブプレッションチェンバの水位急化により代替監視可能。 圧力抑制室内空気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。	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	2	2	1	1		
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
								高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
								崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	2	2	1	1		
								圧力抑制室水位	2	2	1	1		
								水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	2	2	1	1		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
							低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0			
							残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0			
							代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
							サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。	1	1	1	0			
							監視事項は主要パラメータにて確認。	1	0	0	0			
							サブプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。	3	0	0	0			
							監視可能。	1	1	1	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

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 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	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。	
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		制御棒位置指示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	8	8	0	0	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。	
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能。

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。	
								原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1			1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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				
									復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
									高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
									残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
									直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
									原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
									高压代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
									高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
									復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力									1	1	1	0				
原子炉水位（広帯域）									2	2	1	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。			
原子炉水位（燃料域）									2	2	1	1				
								注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。								

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0			0						
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1			0						
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0			1						
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1			0						
		代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1			0						
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1			0						
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1			2						
		原子炉压力容器温度	5	5	5			0						
		原子炉圧力	2	2	1			1						
		原子炉圧力	2	2	1			1						
		圧力抑制室圧力	1	1	1			0						
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力								1	1	1	0			
原子炉水位（広帯域）								2	2	1	1			
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1										

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-									
低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								原子炉圧力抑制室圧力	1	1	1	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

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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） （直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	原子炉圧力容器温度より代替監視可能。		
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0											
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価				
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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							
直流電源負荷切り離し	-																		
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0							
					高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0								
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0								
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1								
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0								
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0								
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0								
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2								
					原子炉压力容器温度			5	5	5	0	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。							
					原子炉圧力			2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。							
					原子炉圧力			2	2	1	1								
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0								
	原子炉圧力		2	2	1			1	①	-	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1			1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力									1	1			1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
原子炉压力容器温度		5				5	5				0	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（広帯域）		2				2	1				1								
原子炉水位（燃料域）		2				2	1				1								

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-	-								
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。		
								高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
								高压代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1			復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0				
								高压炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0				
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0				
直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力								1	1	1	0	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。				
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1												
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1												

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		
全交流電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。	
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		制御棒位置指示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	8	8	0	0	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。	
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		制御棒位置指示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				
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。	
								原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1			1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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				
									復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量								1	1	1	0				
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量								1	1	0	0				
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）								1	1	1	0				
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）								1	1	0	1				
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量								1	1	1	0				
	原子炉格納容器下部注水流量								1	1	1	0				
	高压代替注水系ポンプ出口圧力								1	1	0	1				
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力								1	1	1	0				
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力								1	1	0	0				
	復水移送ポンプ出口圧力								1	1	1	0				
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1								1	1	0					
原子炉水位（広帯域）	2								2	1	1					
原子炉水位（燃料域）	2								2	1	1					
								復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。								
								注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。								

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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2			
					原子炉圧力容器温度			5	5	5	0			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0			
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0			①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2		
	原子炉水位（燃料域）					2	2			1	1			
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
	復水移送ポンプ出口圧力							1	1	1	0			
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力							1	1	1	0			
	原子炉水位（広帯域）							2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		
	原子炉水位（燃料域）							2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 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		
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力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。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-							
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								原子炉圧力	1	1	1	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		
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンク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。
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0		
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0		
								原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 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（サブプレッションプール水冷却モード）運転	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
					高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2			
					原子炉压力容器温度			5	5	5	0			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0			
					原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）			2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。		
残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	2	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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。	
サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。 圧力抑制室内空気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。	

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		
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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。
								圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	
	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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。
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の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出口圧力	3	0	0	0		
代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	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		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。
	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	-	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1					
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
					復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0					
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1					
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
					復水貯蔵タンク水位	1	1	1	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			
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1				
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0				
	復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。										
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1											
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
原子炉格納容器下部注水流量								1	1	1	0					
原子炉格納容器代替スプレイ								2	2	1	1					
復水貯蔵タンク水位								1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項

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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0				
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0											
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク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。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1				
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0				
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0				
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0											
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	2 2	2 2	1 1	1 1				
残留熱除去系機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ出口圧力（A,B系のみ）	2	0	0	0	①	-	-								
	サブレーションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。		

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急減圧	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2				①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0				
		高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
		原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。	
	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力								1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力								1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。			
	原子炉压力容器温度								5	5	5	0	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 (広帯域)								2	2	1	1				
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 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		
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力（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。
								ドライウエル温度	11	11	11	0		
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0		
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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。
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4		
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0		
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。 ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								ドライウエル水位	6	6	3	3		
								ドライウエル圧力	1	1	1	0		
								ドライウエル温度	11	11	11	0		
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
原子炉格納容器下部注水流量								1	1	1	0			
原子炉格納容器代替スプレイ流量								2	2	1	1			
復水貯蔵タンク水位								1	1	1	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				
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。		
								ドライウエル温度	11	11	11	0			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0			監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。		
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4			飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。	
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0			監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	
	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。		
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器代替スプレー流量	2	2	1	1				
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	
	フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	3	0	①	-									
	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。		
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0				
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。			
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0					
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	1	1	①	-										

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。
	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	-	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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ECCS起動確認	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
								ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。	
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。	
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。	
	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
原子炉压力容器温度								5	5	5	0	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。		
原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。									
原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。									
原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。									
原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。									
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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。	
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。									
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	-								
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-								

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 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起動 確認	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
					高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量			1	1	0	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレー ライン洗浄流量）			1	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量）			1	1	0	1			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量			1	1	1	0			
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					低圧炉心スプレー系ポンプ出 口流量			1	1	1	0			
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2			
					原子炉压力容器温度			5	5	5	0			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0			
					原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）			2 2	2 2	1 1	1 1			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
							復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 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		
自動減圧系作動阻止機能作動確認	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。								
	原子炉圧力	2	2	1	1	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	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。		
	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。	
								原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1		
	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
								ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度／圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（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

2.5 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 高圧炉心スプレイ系による 原子炉注水確認	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0			0						
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1			0						
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0			1						
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1			0						
		代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1			0						
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1			0						
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1			2						
		原子炉压力容器温度	5	5	5			0						
		原子炉圧力	2	2	1			1						
		原子炉圧力	2	2	1			1						
		圧力抑制室圧力	1	1	1			0						
		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1			1 1	①	-	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。								
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。								
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
復水移送ポンプ出口圧力								1	1	1	0			
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力								1	1	1	0			
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。									

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		
高圧代替注水系による原子炉水位維持	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2			
					原子炉压力容器温度			5	5	5	0			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0			
					原子炉水位（広帯域）			2	2	1	1			
					原子炉水位（燃料域）			2	2	1	1			
					復水貯蔵タンク水位			1	1	1	0			
					高圧代替注水系ポンプ出口流量			1	1	0	1			
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0			
				残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1						
				直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0						
				原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0						
				高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1						
				原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0						
				高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0						
				復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0						
				直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0						
				原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1						
				原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 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			
高圧炉心スプレイ系水源自動切替確認	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。									
	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1										
	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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。
								代替循環冷却ポンプ出口流量	3	3	1	2			
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0			
								残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0			
代替循環冷却ポンプ出口圧力								1	1	1	0				
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	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。	
	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	-	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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	6	6	0	0	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。		
								起動領域モニタ	8	8	0	0			

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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	6	6	0	0	①	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。
	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0			平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。	
	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	—	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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。
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	—	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量								1	1	1	0			
高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量								1	1	0	0			
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）								1	1	1	0			
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）								1	1	0	1			
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量								1	1	1	0			
代替循環冷却ポンプ出口流量								1	1	1	0			
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量								1	1	1	0			
残留熱除去系ポンプ出口流量								3	3	1	2			
原子炉压力容器温度								5	5	5	0	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。		
原子炉圧力								2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。		
原子炉圧力								2	2	1	1			
圧力抑制室圧力								1	1	1	0			
原子炉水位（広帯域）								2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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										
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。									
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注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										
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。									
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	—								
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	—								

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2				①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
					高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量			1	1	0	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)			1	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)			1	1	0	1			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2			
					原子炉圧力容器温度			5	5	5	0			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0			
					原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)			2	2	1	1			
					原子炉水位 (燃料域)			2	2	1	1			
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流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。
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								原子炉水位 (広帯域) 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、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

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				
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。			
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。			
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1											
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	-										

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 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	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 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。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
								原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1				
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。 原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0											
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンク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（燃料域）	2	2	1	1				
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の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。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1				
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0				
高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力								1	1	0	0					
復水移送ポンプ出口圧力								1	1	1	0					
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力								1	1	1	0					
原子炉水位（広帯域）								2	2	1	1					
原子炉水位（燃料域）								2	2	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

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		
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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、ドライウエル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウエル圧力（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。
								ドライウエル温度	11	11	11	0		
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0		
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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。
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4		
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0		
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。 ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								ドライウエル水位	6	6	3	3		
								ドライウエル圧力	1	1	1	0		
								ドライウエル温度	11	11	11	0		
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）								1	1	0	1			
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量								1	1	1	0			
原子炉格納容器下部注水流量								1	1	1	0			
原子炉格納容器代替スプレイ流量								2	2	1	1			
復水貯蔵タンク水位								1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

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				
原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。		
								ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。			
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能。			
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。		
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。			
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力(常用計器)により代替監視可能。			
	格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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。		
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0				
								原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1				
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。										
フィルタ装置水位(広帯域)	3	3	3	0	①	-	-									
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。			
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0					
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。			
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0					
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	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	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。		
	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	-	[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。		
		2	2	1	1			[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1	1				
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0				
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1												
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1												
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。				
復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。				
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
							高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0					
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0					
							残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1					
							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0					
							原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0					
							高压代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1					
							原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0					
							高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0					
							復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0					
							直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0					
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1					
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1												

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 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				
高圧炉心スプレイ系機能喪失確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2				①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0					
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)			1	1	1	0					
					残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)			1	1	0	1					
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0					
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0					
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0					
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2					
					原子炉压力容器温度			5	5	5	0	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。				
					原子炉圧力			2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。				
					原子炉圧力			2	2	1	1					
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0					
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			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					
復水貯蔵タンク水位						1	1			1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム 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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
		高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0								
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0								
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1								
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0								
		代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0								
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0								
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2								
		原子炉圧力容器温度	5	5	5	0								
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
	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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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。
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量								1	1	1	0			
原子炉格納容器下部注水流量								1	1	1	0			
高圧代替注水系ポンプ出口圧力								1	1	0	1			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力								1	1	1	0			
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力								1	1	0	0			
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0										
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0										
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 (広帯域) 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、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		

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				
インターフェイスシステムLOCA発生確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0				
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	原子炉圧力	2	2	1	1											
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0											
原子炉圧力	2	2	1	1												
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉压力容器温度	2 2 5	2 2 5	1 1 5	1 1 0	①	-	飽和温度/圧力の関係から原子炉压力容器温度により代替監視可能。	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。						
ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係からドライウエル圧力により監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
							ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係からドライウエル温度により監視可能。				
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	-	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力(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。			
							原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉压力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を監視可能。				
							[エリア放射線モニタ]	23	23	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム 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 スプレー系隔離失敗	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1									
	原子炉圧力	2	2	1	1									
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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 (広帯域)	2	2	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。		

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		
代替自動減圧機能動作	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。								
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
原子炉压力容器温度								5	5	5	0	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 (広帯域)								2	2	1	1			
原子炉水位 (燃料域)								2	2	1	1			
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
							原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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 (広帯域)	2	2	1	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	①	-								
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	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			
低圧注水機能 (残留熱除去系 / 低圧炉心スプレイス系) による原子炉水位回復確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高压炉心スプレイス系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイス洗浄流量)	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								低圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
								原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。		
								原子炉圧力	2	2	1	1			
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
								高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0	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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1			
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
								圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。		
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
							圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。			
							低圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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出口流量	3	3	1	2				
							代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
							低圧炉心スプレイス系ポンプ出口圧力	1	0	0	0				
							残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0				
							代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	0				
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。			
							圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。			
							圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気温度の温度変化により代替監視可能。			
							残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) 運転	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。			
							残留熱除去系ポンプ出口流量 (A,B系のみ)	2	2	1	1				
							サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	監視事項は主要パラメータにて確認。			

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 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		
原子炉水位維持	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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。
	圧力抑制室水位	2	2	1	1			圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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。
	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力	1 3 1 1 3 1	1 3 1 0 0 1	1 1 1 0 0 1	0 2 0 0 0 0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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を水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の水位が確保されていることを監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。

重大事故等対処に係る監視事項

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ス プレイ系隔離操作	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流 量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への 注水流量と実際の注水流量より代替監視可 能。	監視事項は主要パラ メータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
												原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原 子炉圧力容器の満水を推定可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 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		
高圧炉心スプレイ系隔離後の水位維持	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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。
	圧力抑制室水位	2	2	1	1			圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流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。
								圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	
	圧力抑制室水位	2	2	1	1	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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。
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力								1	0	0	0			
残留熱除去系ポンプ出口圧力								3	0	0	0			
代替循環冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	0										

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.1 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		
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	6	6	0	0	①	-	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。	
			[制御棒位置指示系]	1	1			0	0	制御棒位置指示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	8	8	0	0	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。	
			[制御棒位置指示系]	1	1			0	0	制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能。				
ECCS等機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉水位（燃料域）	2	2			1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。				
	高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉水位（燃料域）	2	2			1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。				
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉水位（燃料域）	2	2			1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。				
	低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 監視事項は主要パラメータにて確認。	
			原子炉水位（燃料域）	2	2			1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。				
炉心損傷確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
	格納容器内水素濃度（D/W）	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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（S/C）	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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）

3.1.1 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			
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	1		崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注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	1		崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量	1	1	1	0			
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
								高压代替注水系ポンプ出口圧 力	1	1	0	1			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口圧力	1	1	1	0			
								高压炉心スプレイ系ポンプ出 口圧力	1	1	0	0			
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口 圧力	1	1	1	0			
	ドライウェル温度	11	11	11	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
原子炉水位（燃料域）								2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。			
ドライウェル圧力								1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。			
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の上昇により代替監視可能。			

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.1 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格納容器除熱	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイルイン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
								ドライウェル温度	11	11	11	0		
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	[ドライウェル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウェル圧力（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。
								ドライウェル圧力	1	1	1	0		
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4		
	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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。
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4		
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイルイン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
原子炉格納容器代替スプレイルイン流量								2	2	1	1			
復水貯蔵タンク水位								1	1	1	0			
格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1			
							ドライウェル圧力	1	1	1	0			
格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1			
格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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）

3.1.1 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				
原子炉格納容器代替スプレィ冷却系による格納容器冷却系	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。		
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0				
	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。		
								ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。			
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能。			
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。		
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。			
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（常用計器）により代替監視可能。			
	原子炉格納容器代替スプレィ冷却系による格納容器冷却系	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								ドライウエル水位	6	6	3	3				
								ドライウエル圧力	1	1	1	0	ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。			
								ドライウエル温度	11	11	11	0				
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1				
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量								1	1	1	0					
原子炉格納容器下部注水流量								1	1	1	0					
原子炉格納容器代替スプレィ流量								2	2	1	1					
復水貯蔵タンク水位								1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。				

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合

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			
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	6	6	0	0	①	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。	
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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	8	8	0	0	①	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。		
									[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		制御棒位置指示系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能。
ECCS等機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量	1	1	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	1	1	0	0	①	—	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
									復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	残留熱除去系ポンプ出口 流量	3	3	1	2	①	—	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	1	1	1	0	①	—	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
								圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化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モニタ (D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
	格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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 (S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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）

3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合

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		
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。 原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 復水貯蔵タンク水位	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		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。 復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の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。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0		
								復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1		
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1									
ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。 飽和温度／圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。	
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0			

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合

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		
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	ドライウエル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
								ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能。	
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度/圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。	
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0	監視可能であれば、圧力抑制室圧力（常用計器）により代替監視可能。	
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1	①	-	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								ドライウエル水位	6	6	3	3		
								ドライウエル圧力	1	1	1	0	ドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより代替監視可能。	
								ドライウエル温度	11	11	11	0		
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
							残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
							直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
							原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0			
							原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1			
							復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合

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		
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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、ドライウェル温度により代替監視可能。 監視可能であれば、ドライウェル圧力（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。
								ドライウェル温度	11	11	11	0		
								[ドライウェル圧力]	2	0	0	0		
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	ドライウェル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。 監視可能であれば、圧力抑制室圧力（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。
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4		
								[圧力抑制室圧力]	2	1	1	0		
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/P)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	-	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1		
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。							
	フィルタ装置水位（広帯域）	3	3	3	0	①	-	-						
	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	1	1	1	0	①	-	ドライウェル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0		
フィルタ装置出口圧力（広帯域）	1	1	1	0	①	-	ドライウェル圧力	1	1	1	0	原子炉格納容器内の圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を代替監視可能。	監視事項は代替パラメータにて確認。	
							圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	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		
全交流電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	①	—	起動領域モニタ	8	8	0	0	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。
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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	8	8	0	0	①	—	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。	
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0	制御棒位置指示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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	
								原子炉圧力	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	—	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0			復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	①	—						—	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0	0	0	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				
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0				
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0				
								残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1				
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0				
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2				
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。	
								原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。			
								原子炉圧力	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。			
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。			
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		原子炉水位（燃料域）							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。		
									復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。		
		復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量								1	1	1	0				
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量								1	1	0	0				
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）								1	1	1	0				
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1								1	0	1					
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1								1	1	0					
原子炉格納容器下部注水流量	1								1	1	0					
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1								1	0	1					
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1								1	1	0					
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1								1	0	0					
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0												
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0												
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。			
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

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（原子炉圧力容器の破損前の先行水張り）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6									
	ドライウエル水位	6	6	3	3									
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0									
	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0									
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1									
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0									
	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1									
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0									
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0									
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0									
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1									
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0										
原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0										
高压代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1										
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0										
高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0										
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0										
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0										
原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1										
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1										

重大事故等対処に係る監視事項

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			
炉心損傷確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	1	1	0	0	エリア放射線モニタ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。	
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	①	—	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量(残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0			
								残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1			
								直流動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
								原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。
								原子炉圧力	2	2	1	1			
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
								高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1			高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0			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(広帯域)	2	2	1	1										
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											
原子炉圧力	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	監視事項は主要パラメータにて確認。			
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力							1	1	1	0					
原子炉压力容器温度							5	5	5	0					
原子炉水位(広帯域)							2	2	1	1					
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項

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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0				
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0				
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1				
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0				
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0				
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0				
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2				
					原子炉圧力容器温度			5	5	5	0	原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。			
					原子炉圧力			2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。			
					原子炉圧力			2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能。			
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0				
					原子炉圧力			2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内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。			
		原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
									【残留熱除去系熱交換器入口温度】	2	0	0	0	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	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力								1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。		
	原子炉圧力容器温度								5	5	5	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容器温度より代替監視可能。		
	原子炉水位（広帯域）								2	2	1	1			
	原子炉水位（燃料域）								2	2	1	1			
		ドライウェル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉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。
	ドライウェル温度								11	11	11	0	飽和温度／圧力の関係から、ドライウェル温度により代替監視可能。		
	【ドライウェル圧力】								2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウェル圧力（常用計器）により代替監視可能。		
		ドライウェル温度	11	11	11	0	①	-	ドライウェル圧力	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力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。
	圧力抑制室圧力								1	1	1	0			

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	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	①	—	原子炉格納容器下部水位	12	12	6	6	原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								ドライウエル水位	6	6	3	3	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		
	ドライウエル水位	6	6	3	3	①	—	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器へ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。
								原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	
								残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								高圧代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の水位が確保されていることを監視可能。	
							高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0			
							復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
							直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0			
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵タンクの代替監視可能。		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	—						監視事項は主要パラメータにて確認。	

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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格納容器除熱	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
	ドライウエル圧力	1	1	1	0	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバ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。
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	
								ドライウエル温度	11	11	11	0	飽和温度／圧力の関係から、ドライウエル温度により代替監視可能。	
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0	①	-	[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（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。
								ドライウエル圧力	1	1	1	0	直接的に原子炉格納容器内圧力を計測することができ、監視可能。	
								圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	飽和温度／圧力の関係から、圧力抑制室内空気温度により代替監視可能。	
	サブプレッションプール水温度	16	16	0	16	①	-	圧力抑制室内空気温度	4	4	0	4	圧力抑制室内空気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。
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0		
								原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	2	1	1		
								復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0		
	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	2	0	0	①	-	原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0	原子炉格納容器へ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。
								格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	1	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断するとともに、解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能。	
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)								2	2	1	1			
ドライウエル圧力								1	1	1	0	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能。		
格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	0	0	①	-	圧力抑制室圧力	1	1	1	0		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(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。		
格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内水素濃度(S/C)	2	2	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
格納容器内水素濃度(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内雰囲気水素濃度	4	4	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

3.3 原子炉圧力容器外への溶融燃料－冷却材相互冷却作用

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		
燃料プールの冷却機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	0	①	-	-						
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	0	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより、代替監視可能。 除熱先の温度変化により、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0		
								サブプレッションプール水温度	16	16	0	16		
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0		
								使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0		
								使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1		
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	2	2	2	0	①	-	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0		
								使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1		
								使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0		
使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	0			

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直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			
燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A,B系のみ)	2	0	0	0	①	-	-							
	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力	2	0	0	0	除熟先の温度変化により、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	0			
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	①	-	サブレーションプール水温度	16	16	0	16	除熟先の温度変化により、代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。	
								使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0			
								使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0			
								使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0			
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	2	2	2	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況, 放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0			
								使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0			
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況, 放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)								1	1	1	0				
使用済燃料プール監視カメラ								1	1	0	0				
使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況, 放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
							使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0				
							使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0				

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直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 (常設配管)による燃料 プール注水	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	2	0			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
		1	1	1	0			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		1	1	1	0			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
		1	1	1	0			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	2	0			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
		1	1	1	0			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
	燃料プール代替注水系に よる燃料プールへの注水	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			2	2	2	0			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。
			1	1	1	0			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)		1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		1	1	1	0			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	2	2	2	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
		1	1	1	0			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
使用済燃料プール監視カメラ		1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
		2	2	2	0			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
		1	1	1	0			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	

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		
燃料プール水位低下確認	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0		
								使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0		
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0		
								使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0		
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	2	2	0		
								使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	2	2	0		
								使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0		
燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	0	①	-	-						
								残留熱除去系ポンプ出口流量	2	2	1	1		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	-	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	水源である復水貯蔵タンク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。
								使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	2	2	0		
								使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0		
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1		
								使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0		
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	1	1	1	0		
使用済燃料プール監視カメラ								1	1	0	0			
使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
							使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	2	2	2	0			
							使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1	1	1	0			

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		
燃料プール漏えい箇所の調査	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	1 2	1 2	1 2	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	1 2	1 2	1 2	0	①	-	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1 1	1 1	1 1	0 0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1 1	1 1	1 1	0 0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
燃料プール代替注水系（常設配管）による燃料プールへの注水	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	1 2	1 2	1 2	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	1 2	1 2	1 2	0	①	-	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1 1	1 1	1 1	0 0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）	1 1	1 1	1 1	0 0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	1	1	0	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
								使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	1 2	1 2	1 2	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	
								使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	

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による燃料プールへの注水	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0	1	①	-	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	1	0	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。							
			2	2	2			0	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	1	1	0			1						
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	2	1	1	0	①	-	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	1	1	1	0			使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
			2	2	2			0	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	0					1				
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	1	1	1	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0					使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。			
			1	1	1			0	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	1							0		
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	0	①	-	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	0	1							使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい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。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
			2	2	2			0	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	1									0
			1	1	1			0	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1	1	1									0
			1	1	1			0	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	1	1	1									0

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	残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	2	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。 水源であるサプレッションチェンバ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。		
	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				
									原子炉圧力	2	2	1			1	
									原子炉水位（広帯域）	2	2	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圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	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。			
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	—	原子炉圧力	2	2	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圧力より代替監視可能。 [残留熱除去系熱交換器入口温度]	監視事項は主要パラメータにて確認。		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1			1	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			1	
									原子炉圧力	2	2	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圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1	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

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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2				①	-	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。					
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0							
					高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0								
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0								
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1								
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0								
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0								
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0								
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2								
					原子炉压力容器温度			5	5	5	0	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。							
					原子炉圧力			2	2	1	1	原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。							
					原子炉圧力			2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。							
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。							
		残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1			2	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2			2 2	1 1	1 1	監視事項は主要パラメータにて確認。	
		圧力抑制室水位	2	2	1			1	①	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1			1	1	0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量よりサブプレッションチェンバ内の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。
	残留熱除去系ポンプ出口流量										3	3			1	2			
	代替循環冷却ポンプ出口流量										1	1			1	0			
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1					0	0				0	サブプレッションチェンバを水源とする系統のポンプの出口圧力により、サブプレッションチェンバ内の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出口圧力	3					0	0				0								
代替循環冷却ポンプ出口圧力	1					1	1				0								

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）運転による崩壊熱除去機能回復	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0		
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0		
								残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量	1	1	0	1		
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2		
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0		
								原子炉圧力	2	2	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	原子炉圧力	2	2	1	1									
	圧力抑制室圧力	1	1	1	0									
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。							
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1									
	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉圧力	2	2	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圧力より代替監視可能。	
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。	
								[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0		

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	残留熱除去系ポンプ出口流量 (A, B系のみ)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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温度]	2	0	0	0	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。	
逃がし安全弁による原子炉低圧状態維持	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	1	1	0	1	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により、直接的に原子炉圧力の代替監視可能。	
								原子炉圧力容器温度	5	5	5	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容器温度より代替監視可能。	
	原子炉圧力容器温度	5	5	5	0	①	-	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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温度]	2	0	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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） （復水移送ポンプ）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
		2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0		
					高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	0	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）			1	1	1	0			
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）			1	1	0	1			
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					代替循環冷却ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			1	1	1	0			
					残留熱除去系ポンプ出口流量			3	3	1	2			
					原子炉圧力容器温度			5	5	5	0			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					原子炉圧力			2	2	1	1			
					圧力抑制室圧力			1	1	1	0			
					原子炉水位（広帯域）			2	2	1	1			
					原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1					
					復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0					
					高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1					
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0					
					高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0					
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0					
					残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1					
					直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0					
					原子炉格納容器下部注水流量	1	1	1	0					
					高压代替注水系ポンプ出口圧力	1	1	0	1					
					原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	0					
					高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	1	0	0					
				復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0						
				直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0						
				原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1						
				原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1						
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器内への注水流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。
	原子炉注水							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	水源である復水貯蔵タンクの水位変化により代替監視可能。	
	復水貯蔵タンク水位	1	1	1	0	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のうち、運転している系統の注水流量より復水貯蔵タンク水位の代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量								1	1	1	0			
高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量								1	1	0	0			
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）								1	1	1	0			
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）								1	1	0	1			
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量								1	1	1	0			
原子炉格納容器下部注水流量								1	1	1	0			
高压代替注水系ポンプ出口圧力								1	1	0	1			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力								1	1	1	0			
高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力								1	1	0	0			
復水移送ポンプ出口圧力	1	1	1	0										
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	1	1	1	0										
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	復水貯蔵タンクを水源とする系統のポンプの出口圧力により、復水貯蔵タンク内の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。
								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、復水貯蔵タンクの代替監視可能。	

重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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）運転による崩壊熱除去機能回復	残留熱除去系ポンプ出口流量（A, B系のみ）	2	2	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				
	原子炉压力容器温度	5	5	5	0	①	-	圧力抑制室水位	2	2	1	1	水源であるサブプレッションチェンバの水位変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
								原子炉圧力	2	2	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圧力より代替監視可能。			
原子炉水位（広帯域）								2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能。				
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1												
								[残留熱除去系熱交換器入口温度]	2	0	0	0				

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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	① -	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉压力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 圧力抑制室圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 3 3 5 2 2 1 1 1	0 1 0 1 0 1 1 1 1 1 0 1 1 1 1 0	1 0 0 0 1 0 0 0 2 0 1 1 0 0 0	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度／圧力の関係から代替監視可能。 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。
	圧力抑制室水位	2	1	1	1	① -	高压代替注水系ポンプ出口流 量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出 口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量 （残留除去系B系格納容器冷却 ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水ポンプ出口 流量 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ 流量 復水貯蔵タンク水位	1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 3 3 5 2 2 1 1 1	0 1 0 1 0 1 1 1 1 1 0 1 1 1 0	外部水源を利用した各注水流量により代替監視可能。 水源である復水貯蔵タンク水位の変化により代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		

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停止確認	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
								原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。
								原子炉圧力	2	2	1	1			
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	①	-	高压代替注水系ポンプ出口流量	1	1	0	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と実際の注水流量より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。	
								原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	0	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	1	1	1	0			
								残留熱除去系洗浄ライン流量（残留除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	1	1	0	1			
								直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								代替循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	1	1	0			
								残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2			
								原子炉压力容器温度	5	5	5	0			原子炉压力容器温度及び原子炉圧力による飽和温度/圧力の関係から代替監視可能。
								原子炉圧力	2	2	1	1			原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能。
								原子炉圧力	2	2	1	1			
								圧力抑制室圧力	1	1	1	0			
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1			
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
残留熱除去系ポンプ出口流量	3	3	1	2	①	-	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器内への注水流量と原子炉水位の変化より代替監視可能。	監視事項は主要パラメータにて確認。		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				

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	8	8	0	0	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。 制御棒位置指示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。
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		
反応度誤投入後のスクラム確認	起動領域モニタ	8	8	0	0	①	-	平均出力領域モニタ	6	6	0	0	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。 制御棒位置指示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。
								[制御棒位置指示系]	1	1	0	0		

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

(1) 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）が困難な場合において，可搬型計測器を接続し，中央制御室にて計測，監視を行う。

(2) 作業場所

中央制御室

(3) 必要要員数及び作業時間

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 : 1 名（運転員 1 名）

想定時間 : 1 測定点当たり 5 分

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライトを中央制御室に配備しており，中央制御室照明消灯時においても操作性を確保している。また，懐中電灯をバックアップとして配備している。

移動経路：ヘッドライトを中央制御室に配備しており，中央制御室照明消灯時においても操作対象となる制御盤までアクセス可能である。また懐中電灯をバックアップとして配備している。

操作性：通常作業におけるケーブルのリフト及びケーブルの接続操作であり，容易に実施可能である。

連絡手段：中央制御室内での作業であり口頭で連絡をとることができる。



可搬型計測器



電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(1/3)

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
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	-200~1,372℃*1	5	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	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。
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	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（広帯域）	-3,800~1,500mm*2	-3,800~1,500mm*2	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。
	原子炉水位（燃料域）	-3,800~1,300mm*3	-3,800~1,300mm*3	2		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	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	0~120m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器への注水流量	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	0~110m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	-
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1	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	ドライウェル温度	0~300℃	-200~400℃*1	11	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	圧力抑制室内空気温度	0~300℃	-200~400℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	サブプレッションプール水温度	0~200℃	-200~850℃*1	16		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	圧力抑制室圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[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	圧力抑制室水位	0~5m (O.P.-3900~1100mm)	0~5m (O.P.-3900~1100mm)	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。
	原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*4 (O.P.-2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*4 (O.P.-2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	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。
	ドライウェル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m*5 (O.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	0.02m, 0.23m, 0.34m*5 (O.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	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。

配備台数：可搬型計測器を25個（計器故障を考慮した予備1個含む）配備する。なお、待機時における故障及び保守点検用の予備として25個配備する。（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、可搬型計測器のカタログ値を記載。
- * 2：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
- * 3：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
- * 4：計測範囲の零は、格納容器下部（ベダスタル底部）(O.P.-2500mm)のところとする。
- * 5：計測範囲の零は、ドライウェル床面 (O.P.1150mm) のところとする。
- * 6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- * 7：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P.25920mm) のところとする。
- * 8：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置
- * 9：検出点は21箇所。
- *10：全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、核計測装置及び使用済燃料プール監視カメラに対して、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により給電されるため監視可能である。
- *11：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

第1表 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水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	0~100vol%	—	2	—*10	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。
	格納容器内水素濃度(S/C)	0~100vol%	—	2	—*10	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。
	格納容器内雰囲気水素濃度	0~30vol% 0~100vol%	— —	2 2	—*10 —*10	熱伝導率式水素検出器 熱伝導率式水素検出器	— —	可搬型計測器での測定対象外。 可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	—*10	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モニタ(D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	—*10	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{nv}$)	—	8	—*10	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$)						
	平均出力領域モニタ	0~125%*6 ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv}$)	—	6*11	—*10	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置水位(広帯域)	□	□	3	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。
	フィルタ装置水温度	0~200°C	-200~400°C*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。
	フィルタ装置出口水素濃度	0~30vol%	—	1	—*10	熱伝導率式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~100vol%	—	1	—*10	熱伝導率式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	—*10	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	原子炉補機冷却水系系統流量	0~4,000m ³ /h	0~4,000m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	2		差圧式流量検出器	中央制御室	
格納容器バイパスの監視	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~12MPa[gage]	0~12MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~5MPa[gage]	0~5MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	0~4MPa[gage]	0~4MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	

配備台数：可搬型計測器を25個（計器故障を考慮した予備1個含む）配備する。なお、待機時における故障及び保守点検用の予備として25個配備する。（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、可搬型計測器のカタログ値を記載。
- * 2：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
- * 3：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
- * 4：計測範囲の零は、格納容器下部（ベドスタル底部）(O.P.-2500mm)のところとする。
- * 5：計測範囲の零は、ドライウェル床面 (O.P.1150mm)のところとする。
- * 6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- * 7：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P.25920mm)のところとする。
- * 8：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置
- * 9：検出点は21箇所。
- *10：全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、核計測装置及び使用済燃料プール監視カメラに対して、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により給電されるため監視可能である。
- *11：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第1表 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	復水貯蔵タンク水位	0~3,200m ³ (O.P. 9586~19772mm)	0~3,200m ³	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	0~15MPa[gage]	0~15MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	0~15MPa[gage]	0~15MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	復水移送ポンプ出口圧力	0~1.5MPa[gage]	0~1.5MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	0~1.5MPa[gage]	0~1.5MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	代替循環冷却水ポンプ出口圧力	0~4MPa[gage]	0~4MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	0~10vol%	—	7	— ^{*10}	触媒式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	-200~1,000℃ ^{*1}	8 ^{*8}	1	熱電対	—	いずれか一つの系統を選定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	0~30vol%	—	2	— ^{*10}	熱磁風式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	-4,240~7,010mm ^{*7} (O.P. 21680~32930mm)	-4,240~7,010mm ^{*7} (O.P. 21680~32930mm)	1 ^{*9}	1	熱電対	中央制御室	—
		0~150℃	-200~400℃ ^{*1}					
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	-4,300~7,300mm ^{*7} (O.P. 21620~33220mm)	-4,300~7,300mm ^{*7} (O.P. 21620~33220mm)	1	— ^{*10}	ガイドバルス式水位検出器	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
		0~120℃	-200~850℃ ^{*1}	2	—	測温抵抗体	中央制御室	—
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量,低線量)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	—	1	— ^{*10}	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	—	1	— ^{*10}	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	1	— ^{*10}	可視光カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

配備台数：可搬型計測器を25個(計器故障を考慮した予備1個含む)配備する。なお、待機時における故障及び保守点検用の予備として25個配備する。(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、可搬型計測器のカatalog値を記載。
- * 2：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。
- * 3：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。
- * 4：計測範囲の零は、格納容器下部(ベDESTAL底部)(O.P.~2500mm)のところとする。
- * 5：計測範囲の零は、ドライウェル床面(O.P.1150mm)のところとする。
- * 6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- * 7：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のところとする。
- * 8：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置
- * 9：検出点は21箇所。
- *10：全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、核計測装置及び使用済燃料プール監視カメラに対して、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により給電されるため監視可能である。
- *11：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14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）の監視が困難になった場合、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。

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。

1. 確認結果

- (1) 代替パラメータによる判断を行った場合において、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うこととする。

また、これらの判断に使用する重要な計器は、重大事故等時の耐環境性等を有した重大事故等対処設備であり他チャンネルでの確認が期待できるため、判断及び操作に対する影響は無いと判断した。

以上

第1表 代替パラメータによる判断への影響(1/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	炉心損傷確認			
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主要パラメータの他の検出器 ②原子炉圧力 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ③【残留熱除去系熱交換器入口温度】*2	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が有効燃料棒頂部以上の場合は、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は、原子炉圧力、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)で推定できるため、事故収束を行う上で問題とならない。 原子炉水位が有効燃料頂部以下の場合は、気相部は燃料発熱部からの伝熱により飽和温度以上となる可能性があるが、液相部は水の飽和温度以下となり、飽和温度/圧力の関係により推定ができるため、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度(有効監視パラメータ)により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
		有手	原子炉格納容器下部への注水判断			
		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主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 ③原子炉圧力容器温度 ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器が飽和状態にあることが限定されるもの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。	なし
		有手	低圧・高圧注水機能確認			
		有	原子炉スクラム確認			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	有手	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力容器温度 ④原子炉圧力 ④圧力抑制室圧力	①原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な注水量の差を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位の監視が不可能となった場合は、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することで、原子炉圧力容器温度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。 ④原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮して推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		手	原子炉圧力容器破損確認			

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

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(2/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
		有手	有手			
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系ポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉圧力容器内の冷却材の体積変化量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位、圧力抑制室水位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
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	有手	低压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位		なし
	代替循環冷却ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位		なし
	低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位		なし
残留熱除去系ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	なし		
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量	有手	原子炉格納容器注水機能確認	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化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
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	有手	原子炉格納容器注水機能確認	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により低下傾向にあることにより、原子炉格納容器代替スプレイ機能を確認可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	代替循環冷却ポンプ出口流量	有手	原子炉格納容器注水機能確認	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により低下傾向にあることにより、原子炉格納容器代替スプレイ機能を確認可能であり、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

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
		手	原子炉圧力容器破損確認			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	圧力抑制室内空気温度	手	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他の検出器 ②サブプレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同等の仕様のサブプレッションプール水温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッションプール水温度	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同等の仕様の圧力抑制室内空気温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。	なし
有 手		サブプレッションプール水冷却機能確認				
有		高圧注水機能確認				
手		原子炉圧力容器減圧機能確認				
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	有	原子炉格納容器注水機能確認	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッションチェンバは真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様の圧力抑制室圧力により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でドライウエル圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		有	高圧・低圧注水機能確認			
		手	原子炉圧力容器破損確認			
		有 手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	圧力抑制室圧力	有	原子炉格納容器注水機能確認	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッションチェンバは真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のドライウエル圧力により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器で圧力抑制室圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		有	高圧・低圧注水機能確認			
		手	原子炉圧力容器破損確認			
		有 手	原子炉格納容器除熱機能確認			

有：重要事故シークエンス（有効性評価）に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(4/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	有	原子炉格納容器注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ④高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ⑤残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	①圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、直前まで判明していた圧力抑制室水位に外部水源による注水量を加算することで推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	高圧・低圧注水機能確認	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） ③直流駆動低圧注水ポンプ出口流量		
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認	②原子炉格納容器下部注水流量 ③原子炉格納容器代替スプレイ流量 ④復水貯蔵タンク水位		
	原子炉格納容器下部水位	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ③原子炉格納容器代替スプレイ流量 ④代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉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可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量及び代替循環冷却ポンプ出口流量の注水量により、原子炉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
ドライウェル水位	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ③原子炉格納容器代替スプレイ流量 ④代替循環冷却ポンプ出口流量	①ドライウェル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量及び代替循環冷却ポンプ出口流量の注水量により、ドライウェル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(D/W)	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内水素濃度(D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内水素濃度(S/C)	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度(S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内水素濃度(S/C)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内雰囲気水素濃度	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度(D/W) ③格納容器内水素濃度(S/C)	①格納容器内雰囲気水素濃度の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可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により推定可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の放射線	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量は格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とならない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱確認			
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とならない。	なし
		有	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

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(5/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響	
		有手	手				
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域モニタ	有手	原子炉スクラム確認	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 ③【制御棒位置指示系】*2	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可能であり、判断に与える影響はない。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置であることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
		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主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③【制御棒位置指示系】*2	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可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、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。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置であることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
		有	自動減圧系作動阻止機能確認				
手	原子炉未臨界確認						
	【制御棒位置指示系】*2	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	①制御棒位置指示系の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域モニタにより発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保	代替循環冷却系	有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同等の仕様の圧力抑制室内空気温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で、判断に与える影響はない。	なし	
			代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉压力容器への注水）	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②原子炉压力容器温度	①原子炉压力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉压力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉压力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
			代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉格納容器への注水）	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器への注水時にいて代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力および圧力抑制室圧力により低下傾向にあるので、原子炉格納容器代替スプレイ機能を確認可能であり、判断に与える影響はない。	なし
			代替循環冷却ポンプ出口流量（サブプレッションプール水冷却）	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションプール水の冷却時において代替循環ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし

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

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(6/9)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響	
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器 フィルタ装置	有手	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による原子炉格納容器除熱確認	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置入口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置によるベントの実施を確認可能であり、判断に与える影響はない。	なし
				①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置出口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置によるベントの実施を確認可能であり、判断に与える影響はない。	なし
				①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位（広帯域）の1チャンネルが故障した場合には、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
				①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合には、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
				①格納容器内水素濃度(D/W) ①格納容器内水素濃度(S/C)	①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管を通過することから、格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
				①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合には、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	耐圧強化ベント系	有手	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウェル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウェル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウェル温度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③上記②と同様にドライウェル温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
				①主要パラメータの他の検出器 ②サブプレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションプール水温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
				①圧力抑制室圧力 ②ドライウェル温度 ③ [ドライウェル圧力] *2	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合には、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、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ使用の圧力抑制室圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でドライウェル圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
				①ドライウェル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合には、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、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ使用のドライウェル圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器で圧力抑制室圧力を監視可能であれば、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

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(7/9)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響	
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系ポンプ出口流量	有手 残留熱除去系による原子炉格納容器除熱確認	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし	
	[残留熱除去系熱交換器入口温度]*2		①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッションプール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度、サブプレッションプール水の温度の低下傾向を確認することにより、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし	
	[残留熱除去系熱交換器出口温度]*2		①原子炉補機冷却水系系統流量 ①残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
格納容器パイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	有手 インターフェイスシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
	原子炉圧力		①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内が飽和状態であることに限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は、上記①で推定可能であり、事故収束を行う上で問題とならない。	なし	
	原子炉格納容器内の状態	有手 インターフェイスシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
			①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力]*2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエルとサブプレッションチェンバは、真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ使用の圧力抑制室圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でドライウエル圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし	
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	有手 インターフェイスシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ]*2	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器パイパス事象が発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力		①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ]*2	①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器パイパス事象が発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
残留熱除去系ポンプ出口圧力		①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ]*2		①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器パイパス事象が発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

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

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(8/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	有手	高圧・低圧注水機能確認	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ①原子炉格納容器下部注水流量 ②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ②復水移送ポンプ出口圧力 ②直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域)	①復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合には、復水貯蔵タンクを水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた復水貯蔵タンクの水位により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②復水貯蔵タンクを水源とするポンプが正常に動作していることをポンプの出口圧力で確認することで、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③注水先の原子炉水位水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	圧力抑制室水位	有手	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ③残留熱除去系ポンプ出口圧力	①圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり判断に与える影響はない。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口流量で確認することで、必要な水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③代替循環冷却ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	手	原子炉建屋内水素濃度確認	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装置動作監視装置	①原子炉建屋内水素濃度の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可能であり判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋内水素濃度の監視が不可能となった場合には、原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合装置で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口温度と出口の温度に差が生じる。温度差を測定することにより、静的触媒式水素再結合装置に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(9/9)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	影響
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) ③格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ④ドライウエル圧力 ⑤圧力抑制室圧力	①格納容器内雰囲気酸素濃度の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可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気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モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器酸素濃度を推定であり、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ③ドライウエル及び圧力抑制室圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力として評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなるから原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。	なし
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①異なる計測原理の使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)で使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	有手		①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①異なる計測原理の使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)で使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	有手		①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料プール監視カメラ	①水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール監視カメラ	有手		①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ①使用済燃料プール	①水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。	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

* 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を示す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。