

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 3
提出年月日	平成 29 年 4 月 19 日

東海第二発電所

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

平成 29 年 4 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

下線部：今回提出資料

- 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 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 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. 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及び自主対策設備

(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. 原子炉~~運転~~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及び自主対策設備

c. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 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）による原子炉注水

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(c) 代替循環冷却系による原子炉注水

(d) 消火系による原子炉注水

(e) 補給水系による原子炉注水

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) 残留熱除去系復旧後の原子炉注水

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）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（淡水／海水）

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

(e) 補給水系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 原子炉運転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

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系復旧後の原子炉除熱

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（低圧注水系）による原子炉注水

(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

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 重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2) 系統構成

2. 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

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

1.4 原子炉冷却材圧力バウ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。

原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態¹で原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における冷却機能である。

原子炉²運転停止中において、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備

が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における冷却機能である。また、原子炉を長期的に冷却するための設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉内の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（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、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

原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態である原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を設置している。

原子炉運転停止中において、原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を設置している。また、原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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）と位置づ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1.4-1図）

また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉压力容器内に残存した場合において、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処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第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、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）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処に用いる。

残留熱除去系（低圧注水系）による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（低圧注水系）ポンプ
- ・ サプレッション・プール

低圧炉心スプレイ系による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
- ・ サプレッション・プール

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・ 原子炉圧力容器

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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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残留熱除去系海水系機能喪失を想定する。

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. 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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が故障等により原子炉の冷却ができない場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却

低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却で使用する設備は

以下のとおり。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・淡水貯水池

なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却は、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、代替淡水貯槽へ補給した海水、淡水貯水池へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

(iii) 代替循環冷却系による原子炉の冷却

代替循環冷却系による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール

(iv) 消火系による原子炉の冷却

消火系による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク

(v) 補給水系による原子炉の冷却

補給水系による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

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) a.(a) i)(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) a.(a) i)(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) a.(a) i)(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却」で使用する設備のうち、淡水貯水池は「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】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

「1.4.1(2) a.(a) i)(iii) 代替循環冷却系による原子炉の冷却」で使用する設備のうち、サプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

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、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態でも冷却機能が喪失した場合においても、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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を

示す。

- ・代替循環冷却系ポンプ

原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却が実施できない場合の代替手段として有効である。

- ・電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉を冷却する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、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

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり】

i) 復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により使用できない場合には、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水系）を復旧する手段がある。

また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が残

留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合には、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水系）を十分な期間、運転継続することが可能である。

また、原子炉停止後は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行し、長期的に原子炉を除熱する手段がある。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「1.4.1(2) b. (b) i) 復旧」にて整備する。

(i) 残留熱除去系（低圧注水系）の復旧

残留熱除去系（低圧注水系）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ
- ・サプレッション・プール

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ii) 重大事故等対処設備及び自主対策設備

「1.4.1(2) a. (b) i) (i) 残留熱除去系（低圧注水系）の復旧」で使用する設備のうち、サプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) a. (b) i) (i) 残留熱除去系（低圧注水系）の復旧」で使用する設備のうち、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプは重大

事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（低圧注水系）を復旧し、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，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により残存溶融炉心を冷却する手段がある。

(i) 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）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。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽

(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。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・淡水貯水池

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、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、代替淡水貯槽へ補給した海水、淡水貯水池へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

(iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

代替循環冷却系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。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール

(iv) 消火系による残存溶融炉心の冷却

消火系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。

- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク

(v) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

補給水系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

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) a.(c) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) a.(c) i)(ii) 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、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) a.(c) i)(ii) 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、淡水貯水池は「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】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

「1.4.1(2) a.(c) i)(iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ及びサプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの設備は、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。

以上の重大事故等対処設備により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存溶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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

る。

b. 原子炉運転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

原子炉運転停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が故障等により原子炉の除熱ができない場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉を冷却する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4.1(2) a. (a) i) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

以上の設備により、原子炉運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障等で冷却機能が喪失した場合においても、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

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり】

i) 復旧

原子炉運転停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合には、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・ 原子炉圧力容器

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b.(b) i) (i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧」で使用する設備のうち、原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b.(b) i) (i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧」で使用する設備のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、原子炉を除熱することができる。

c. 手順等

上記「a. 原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 原子炉運転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、運転員等^{※1}及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.4-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.4-2表、第1.4-3表）

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

(添付資料1.4.2)

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 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

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し

た場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、上記手段のうち低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉注水を開始する。原子炉注水に使用する手段は、準備が完了した低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系、低圧代替注水系（可搬型）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、原子炉圧力容器内の満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉注水を実施する。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

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

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保さ

れている場合。

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉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1.4-5図に、タイムチャートを第1.4-6図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）の受電操作を実施し、残留熱除去系注入弁（C）の表示灯が点灯したことを確認する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には、原子炉冷却材浄化系吸込弁を閉にする。

③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ、電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等により確認する。

④運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）を起動し、

常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa[gage]以上であることを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が開したことを確認する。

⑨運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下であることを確認し、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（C）を開し、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、原子炉運転中において、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。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。

なお、原子炉運転停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施す

る。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

i) 手順着手の判断基準

給水系，復水系，非常用炉心冷却系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）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。

（残留熱除去系（C）配管を使用する西側接続口による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する東側接続口による原子炉注水の手順は，手順⑨以外同様。）

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

③災害対策本部長は，重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備を指示する。

④発電長は、運転員等に残留熱除去系（C）配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水に必要な電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等により確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑦運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下であることを確認し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑨^a残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

⑨^b低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉

棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、低圧炉心スプレイス系注入弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

⑩運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑪発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の開始を連絡する。

⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉注水の開始を指示する。

⑮重大事故等対応要員は、西側接続口又は東側接続口付属の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。低圧代替注水系（可搬型）により送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑯災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水を開始したことを連絡する。

⑰発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことの確認を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑱ 発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことを連絡する。

⑳ 発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するよう指示する。

㉑ 運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

- ・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、180分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

- ・現場運転員3名及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、180分以内と想定する。

中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）

- ・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実

施した場合、150分以内と想定する。

現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）

・現場運転員3名及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、150分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.4.3-1)

(c) 代替循環冷却系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

給水系、復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、代替循環冷却系が使用可能な場合^{*1}。

※1：設備に異常がなく、電源、水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合。

ii) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉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 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の準備を指示する。
- ② 運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることの状態表示等による確認及び、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③ 発電長は、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ④ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑤ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。
- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系入口弁を開にする。
- ⑦ 運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧ 発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下であることを確認し、代替循環冷却系による原子炉への注水開始を指示する。
- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）及び代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にする。
- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa[gage]以上であ

ることを確認する。

⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで35分以内と想定する。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。

また、代替循環冷却系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

(d) 消火系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合に

において、消火系が使用可能な場合^{※1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。

ii) 操作手順

消火系による原子炉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1.4-11図に、タイムチャートを第1.4-12図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉への注水に必要なポンプ、電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等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に消火系による原子炉注水の系統構成を指示する。

④運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑤発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ^{※2}又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa[gage]以上であることを確認し、発電長に報告する。

⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン

弁を開にする。

⑧運転員等は、発電長に消火系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下であることを確認し、消火系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にする。

⑪運転員は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持^{※3}するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持^{※3}し、発電長に報告する。

※2：常用電源が使用できる場合に、電動駆動消火ポンプを使用する。

※3：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（B）を開とし、格納容器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消火系による原子炉注水開始まで50分以内と想定する。

なお、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.4.3-2)

(e) 補給水系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)設定点以上に維持できない場合において、補給水系が使用可能な場合*¹。

※1: 設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵タンク)が確保されている場合。

ii) 操作手順

補給水系による原子炉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1.4-13図に、タイムチャートを第1.4-14図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、補給水系による原子炉注水に必要な

なポンプ，電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等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。

④災害対策本部長は，重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。

⑤重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。

⑥重大事故等対応要員は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。

⑦災害対策本部長は，発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。

⑧発電長は，運転員等に補給水系による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて，補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。

⑩運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。

⑫運転員等は，発電長に補給水系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑬発電長は，運転員等に補給水系による原子炉注水のため，復水移送ポンプを起動し，復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa[gage]以上であることを確認するよう指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa[gage]以上であることを確認し、発電長に報告する。

⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下であることを確認し、補給水系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑰発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持^{*2}するよう指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持^{*2}し、発電長に報告する。

※2：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（B）を開とし、格納容器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、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

なお、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、原子炉

注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.4.3-3)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉注水機能の喪失により、原子炉の冷却ができない場合であって、外部電源又は常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、低圧代替注水系（常設）により原子炉を冷却する。低圧代替注水系（常設）が使用できない場合において、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保した場合、代替循環冷却系により原子炉の冷却を実施する。代替循環冷却系が使用できない場合、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

交流動力電源が確保できない場合、現場の手動操作により系統構成を実施し、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

なお、消火系による原子炉の冷却は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下

のとおり】

a. 復旧

(a) 残留熱除去系復旧後の原子炉注水

全交流動力電源の喪失により給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による注水機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することにより、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）による注水機能が喪失した場合、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することにより、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了^{※1}し、残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時、残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合。

※1：M/C 2Cに異常がある場合は、M/C 2Dを受電する。

※2：設備に異常がなく、電源、水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合。

ii) 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（低圧注水系）（B）又は残留熱除去系（低圧注水系）（C）による原子炉注水手順も同様。）

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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることの状態表示等による確認及び、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に残留熱除去系（A）ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa[gage]以上であることを確認し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開とし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持^{*3}するよう指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉

水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点^{※3}に維持し、発電長に報告する。

※3：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（A）又は（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（A）又は（B）を開とし、格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、原子炉運転中において、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残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。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。

なお、残留熱除去系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

さらに、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。

また、原子炉運転停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対

応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保され、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できる場合であって、残留熱除去系海水系が使用可能な場合には、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉を冷却する。残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉を冷却する。緊急用海水系が使用できない場合、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉を冷却するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等により原子炉の冷却を並行して実施する。

原子炉運転停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

(3) 熔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、熔融が発生した場合において、熔融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した熔融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に熔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内へ注水することで残存熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）

による原子炉圧力容器内への注水が可能な場合^{*2}。

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

※2：格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペデスタル（ドライウエル部）注水量：14m³/h～50m³/h）が確保され、更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水に必要な流量が確保できる場合。

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

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1(1) a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、概要図は第1.4-5図、タイムチャートは第1.4-6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2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）

i) 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉压力容器内への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器内への注水が可能な場合^{*2}。

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

※2：格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペデスタル（ドライウエル部）注水量：14m³/h～50m³/h）が確保され、更に可搬型代替注水（可搬型）により原子炉压力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水に必要な流量が確保できる場合。

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

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（淡水／海水）については、「1.4.2.1(1) a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、概要図は第1.4-7図、タイムチャートは第1.4-8図と同様である。

iii) 操作の成立性

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

炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

- ・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、180分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

- ・現場運転員3名及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、180分以内と想定する。

中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）

- ・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、150分以内と想定する。

現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）

- ・現場運転員3名及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、150分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(c) 代替循環冷却系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によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合^{※2}

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

※2：設備に異常がなく、電源、水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合。

ii) 操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1 (1) a.(c) 代替循環冷却系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、概要図は第1.4-9図、タイムチャートは第1.4-10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圧力容器内への注水開始まで35分以内と想定する。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。

また、代替循環冷却系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

(d) 消火系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によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内への注水ができず、消火系による原子炉圧力容器内への注水が可能な場合^{※2}。

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

※2：格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m³/h～50m³/h）が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水に必要な流量が確保できる場合において、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

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

ii) 操作手順

消火系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1(1)

a. (d) 消火系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、概要図は第

1.4-11図，タイムチャートは第1.4-12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名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで50分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.4.3-2)

(e) 補給水系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によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系(常設)，代替循環冷却系及び消火系により原子炉圧力容器内への注水ができず，補給水系による原子炉圧力容器内への注水が可能な場合^{*2}。

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

※2：格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h，ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m³/h～50m³/h）が確保され，更に補給水系により原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水に必要な流量が確保できる場合。

なお，十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を

優先し効果的な注水箇所を選択する。

ii) 操作手順

補給水系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1(1)

a. (e) 補給水系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。概要図は第1.4-13図、タイムチャートは第1.4-14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、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで105分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.4.3-3)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。

外部電源又は常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。低圧代替注水系（常設）が使用できない場合において、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保した場合、代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却を実施する。代替循環冷却系が使用できない場合、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心の冷却を実施する。

なお、消火系による原子炉の冷却は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

1.4.2.2 原子炉運転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

原子炉運転停止中に原子炉へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については「1.4.2.1(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.1(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」、「1.4.2.1(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.4.2.1(1) a. (d) 消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.1(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」の対応手順と同様である。

(2) サポート系故障時の対応手順

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり】

a. 復旧

(a) 残留熱除去系復旧後の原子炉除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能の喪失が起きた場合、緊急用海水

系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了^{※1}し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合。

※1：M/C 2Cに異常がある場合は、M/C 2Dを受電する。

※2：設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されており、原子炉压力容器内の水位が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa[gage]以下の状態。

ii) 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（B）による原子炉冷却手順も同様）

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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（原子炉停止時冷却

系) (A) による原子炉の除熱に必要なポンプ、電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等により確認する。また、冷却水が確保されていることを確認する。

③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系 (A) レグシールライン弁を閉にする。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁を閉とする。

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環 (A) ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁を閉にする。

⑥運転員等は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) (A) による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。

⑦発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 使用開始圧力 $0.93\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であることを確認し、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) (A) による原子炉除熱するための系統構成を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。

⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。

⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。

⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 (A) ポンプ停止時

冷却注入弁を調整開とする。

⑬運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。

⑭発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa[gage]以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。

⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。

⑰運転員等は中央制御室にて、崩壊熱の除去が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。

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た場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

また、残留熱除去系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・緊急用海水系使用の場合：20分以内

・代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保され、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が復旧できる場合であって、残留熱除去系海水系が使用可能な場合には、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。緊急用海水系が使用できない場合、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等により原子炉の冷却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（低圧注水系）による原子炉注水

残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水系）を起動し、サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

給水系、復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、残留熱除去系（低圧注水

系) が使用可能な場合^{*1}。

※1：設備に異常がなく、電源、水源（サプレッション・プール）及び冷却水が確保されており、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水が可能な場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（低圧注水系）（B）又は残留熱除去系（低圧注水系）（C）による原子炉注水手順も同様。）

概要図を第1.4-19図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）（A）の起動を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（低圧注水系）（A）の手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系（A）ポンプが起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa[gage]以上であることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉への注水の開始を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により開したことを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レ

ベル3) 設定点以上から原子炉水位高 (レベル8) 設定点に維持^{※2}するよう指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点以上から原子炉水位高 (レベル8) 設定点に維持^{※2}し、発電長に報告する。

※2: 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁を開とし、格納容器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。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 (原子炉水位異常低下 (レベル1) 又はドライウェル圧力高) による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

給水系、復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点以上に維持できない場合において、低圧炉心スプレイ系が使用可能な場合^{※1}。

※1: 設備に異常がなく、電源、水源 (サブプレッション・プール) 及び冷却水が確保されており、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水が可能な場合。

b. 操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-20図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系の起動を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系の手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（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ポンプが起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa[gage]以上であることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下であることを確認し、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するよう指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施する。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(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱

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(原子炉停止時冷却系)を起動し、原子炉の除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage]以下の場合。

b. 操作手順

残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(B)による原子炉冷却手順も同様。)

概要図を第1.4-21図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱の準備を指示する。
- ②運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系(A)レグシールライン弁を閉にする。
- ③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系(A)ポンプ入口弁を閉とする。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環(A)ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環(A)ポンプ出口弁を閉にする。
- ⑤運転員等は、発電長に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。

- ⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa[gage]以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。
- ⑫運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa[gage]以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。
- ⑮運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、崩壊熱の除去が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に

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名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による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」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプ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。

代替淡水貯槽に補給する手順については、「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。

常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替注水大型ポンプ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。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」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, 対応設備, 手順書一覧 (1/20)

(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		整備する手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉の冷却	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備
				残留熱除去系 (低圧注水系) ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			関連設備	原子炉圧力容器 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ※5 残留熱除去系海水系※1 非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
					非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1: 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」にて整備する。

※2: 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。

※3: 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。

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

※5: 残留熱除去系 (低圧注水系) 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。

■: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/20）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	低圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対応設備
				低圧炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 燃料補給設備※3	重大事故等対応設備
				低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 残留熱除去系海水系※1 非常用交流電源設備※3	重大事故等対応設備（設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/20）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱	主要設備	原子炉圧力容器	重大事故等対応設備
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）
			関連設備	燃料補給設備※3	重大事故等対応設備
				残留熱除去系配管・弁・熱交換器 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系※1 非常用交流電源設備※3	重大事故等対応設備（設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/20）

（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			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） による原子炉の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ^{※2}	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・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 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備	
			非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）		

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/20）

（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		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※2 代替淡水貯槽※2	重大事故等対処設備
				淡水貯水池※2, ※4	自主対策設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパー ジャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6/20）

（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		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	代替循環冷却系による原子炉の冷却	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器 ・ストレーナ 原子炉圧力容器 緊急用海水系 ^{※1} 非常用取水設備 ^{※1} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水系 ^{※1} 非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				代替残留熱除去系海水系 ^{※1}	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：手順については「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。

※3：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。

※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】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7/20）

（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		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	消火系による原子炉の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	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※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：手順については「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。

※3：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。

※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】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8/20）

（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			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	補給水系による原子炉の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	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※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策設備	

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (9/20)

(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処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	
サポート系故障	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（低圧注水系）の復旧	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ※ ⁵ 残留熱除去系海水系※ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策設備					

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10/20）

（溶融炉心が原子炉压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処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・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※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11/20）

（溶融炉心が原子炉压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		整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	-	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ²	重大事故等対応設備
				淡水貯水池※ ² ，※ ⁴	自主対策設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 低圧炉心スプレィ系配管・弁・スパー ジャ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対応設備
				非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12/20）

（溶融炉心が原子炉压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処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ 原子炉压力容器 緊急用海水系※1 非常用取水設備※1 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	
			関連設備	残留熱除去系海水系※1 非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準「拡張」）	
			自主対策設備	代替残留熱除去系海水系※1	自主対策設備	

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13/20）

（溶融炉心が原子炉压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処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	消火系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	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※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策設備	
					非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：手順については「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。

※3：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。

※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】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14/20）

（溶融炉心が原子炉压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処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	一	補給水系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	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※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策設備	
					非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15/20）

（原子炉運転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応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・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※3 燃料補給設備※3	重大事故等対応設備	
				非常用交流電源設備※3	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16/20）

（原子炉運転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		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2} 代替淡水貯槽 ^{※2}	重大事故等対処設備
				淡水貯水池 ^{※2, ※4}	自主対策設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパー ジャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17／20）

（原子炉**運転**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応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	代替循環冷却系による原子炉の冷却	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対応設備
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器 ・ストレーナ 原子炉圧力容器 緊急用海水系 ^{※1} 非常用取水設備 ^{※1} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対応設備
				残留熱除去系海水系 ^{※1} 非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対応設備 （設計基準 [※] 拡張）
				代替残留熱除去系海水系 ^{※1}	自主対策設備
			非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領		

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18／20）

（原子炉運転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		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	消火系による原子炉の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	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※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
			関連設備	非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			自主対策設備	消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19/20）

（原子炉**運転**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		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	補給水系による原子炉の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	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※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※³	重大事故等対処設備 （設計基準「拡張」）
			補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策設備	
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (20/20)

(原子炉運転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処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
サポート系故障	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧	主要設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	緊急用海水系 ^{※1} 非常用取水設備 ^{※1} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・熱交換器 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系 ^{※1}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				代替残留熱除去系海水系 ^{※1}	自主対策設備	

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：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。

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

※5：残留熱除去系（低圧注水系）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。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

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)

対応手順	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 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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 (淡水/海水)	判断基準	原子炉压力容器内の水位
電源			緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧
水源の確保			代替淡水貯槽水位 ※1
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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1

※1: 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) を示す。

監視計器一覧 (2/13)

対応手順	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 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) 代替循環冷却系による原子炉注水	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※1
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 ※1
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	残留熱除去系熱交換器入口温度 ※1 残留熱除去系熱交換器出口温度 ※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※1
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

※1：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）を示す。

監視計器一覧 (3/13)

対応手順	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 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				
(d) 消火系による原子炉注水	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1	
		電源	M/C 2A-1 電圧 P/C 2A-3 電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1	
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ※1	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	
	(e) 補給水系による原子炉注水	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
			電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧
水源の確保			復水貯蔵タンク水位	
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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1	
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ※1	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	

※1: 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) を示す。

監視計器一覧 (4/13)

対応手順	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 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) 残留熱除去系復旧後の原子炉注水	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ※1
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 ※1
		操作	原子炉压力容器内の水位
	原子炉压力容器内の圧力		原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
	原子炉压力容器への注水量		残留熱除去系系統流量 ※1
	水源の確保		サブプレッション・プール水位 ※1
	補機監視機能		残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※1：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）を示す。

監視計器一覧 (5/13)

対応手順	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 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) による残存溶融炉心の冷却	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
補機監視機能		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	

※1: 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) を示す。

監視計器一覧 (6/13)

対応手順	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 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 (淡水/海水)	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 ※1
		電源	緊急用 M/C 電圧 緊急用 P/C 電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1	
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
原子炉圧力容器への注水量		低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1	
水源の確保		代替淡水貯槽水位 ※1	

※1: 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) を示す。

監視計器一覧 (7/13)

対応手順	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 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) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ※1
		電源 緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 M/C 2C 電圧 P/C 2C 電圧
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ※1
	補機監視機能 残留熱除去系海水系系統流量 ※1	
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1
水源の確保 サプレッション・プール水位 ※1		
補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		

※1: 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) を示す。

監視計器一覧 (8/13)

対応手順	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 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		電源	M/C 2 A-1 電圧 P/C 2 A-3 電圧 緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
補機監視機能		消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	

※1: 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) を示す。

監視計器一覧 (9/13)

対応手順	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 原子炉運転中における対応手順 (3) 熔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			
(e) 補給水系による残存熔融炉心の冷却	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ※1
		電源	緊急用 M / C 電圧 緊急用 P / C 電圧 M / C 2 C 電圧 P / C 2 C 電圧 M / C 2 D 電圧 P / C 2 D 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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ※1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
補機監視機能		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	

※1: 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) を示す。

監視計器一覧 (10/13)

対応手順	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 原子炉運転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) 残留熱除去系復旧後の原子炉除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1 残留熱除去系熱交換器入口温度 ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 ※1
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		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 ※1 残留熱除去系熱交換器出口温度 ※1 残留熱除去系系統流量 ※1 残留熱除去系海水系系統流量 ※1

※1: 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) を示す。

監視計器一覧 (11/13)

対応手順	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			
(1) 残留熱除去系 (低圧注水系) 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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		電源	M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ※1
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 ※1
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ※1
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※1: 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) を示す。

監視計器一覧 (12/13)

対応手順	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			
(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		電源	M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ※1
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 ※1
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ※1
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

※1: 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) を示す。

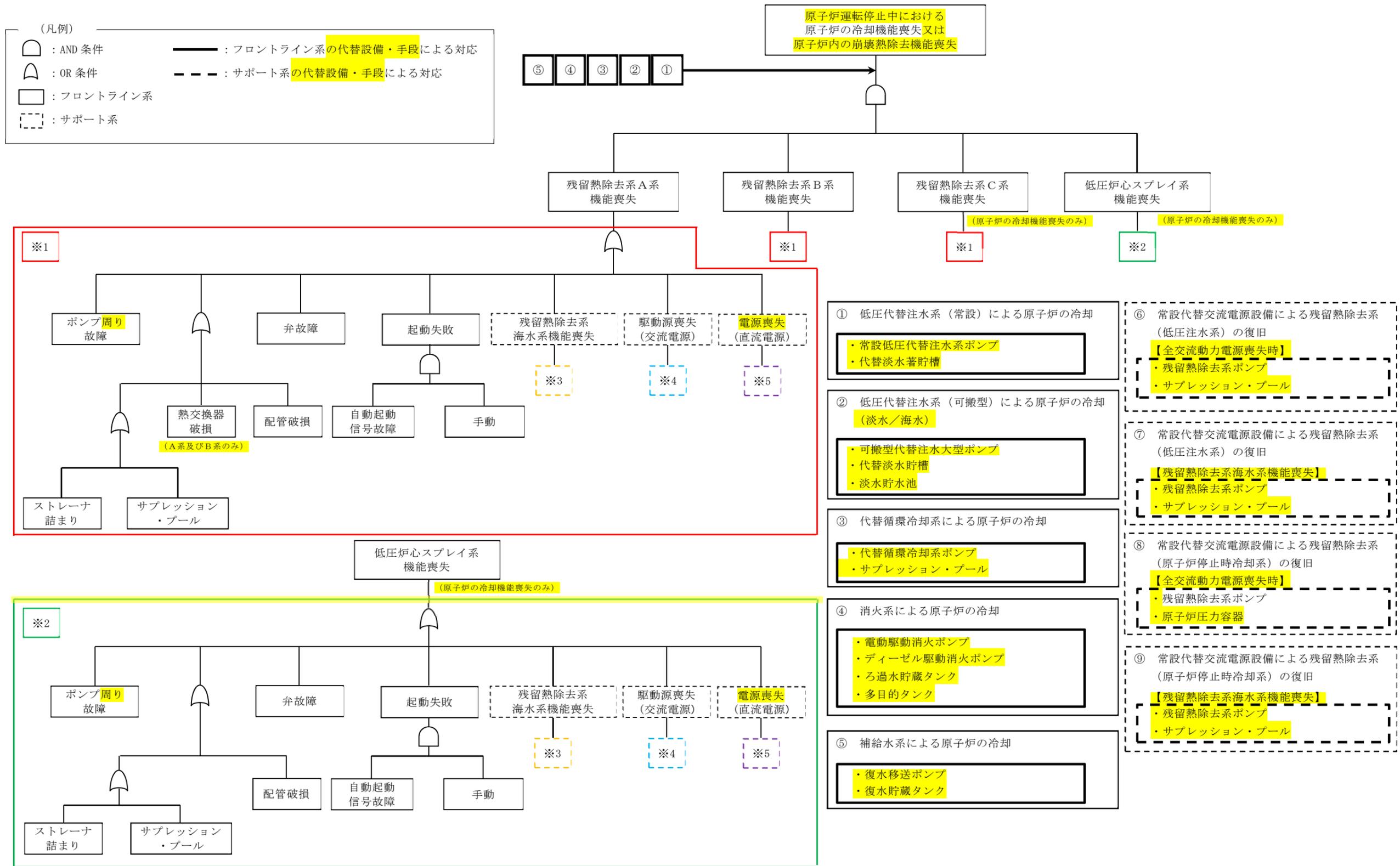
監視計器一覧 (13/13)

対応手順	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 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ※1 残留熱除去系熱交換器入口温度 ※1
		電源	M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 ※1
	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) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		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 ※1 残留熱除去系熱交換器出口温度 ※1 残留熱除去系系統流量 ※1 残留熱除去系海水系系統流量 ※1

※1: 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) を示す。

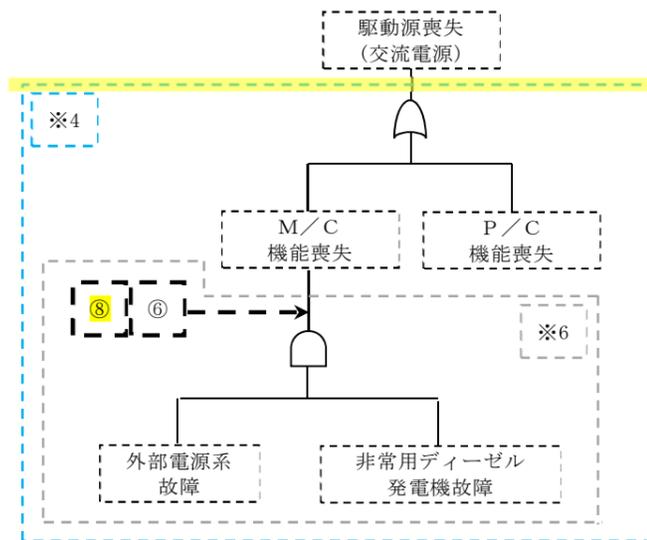
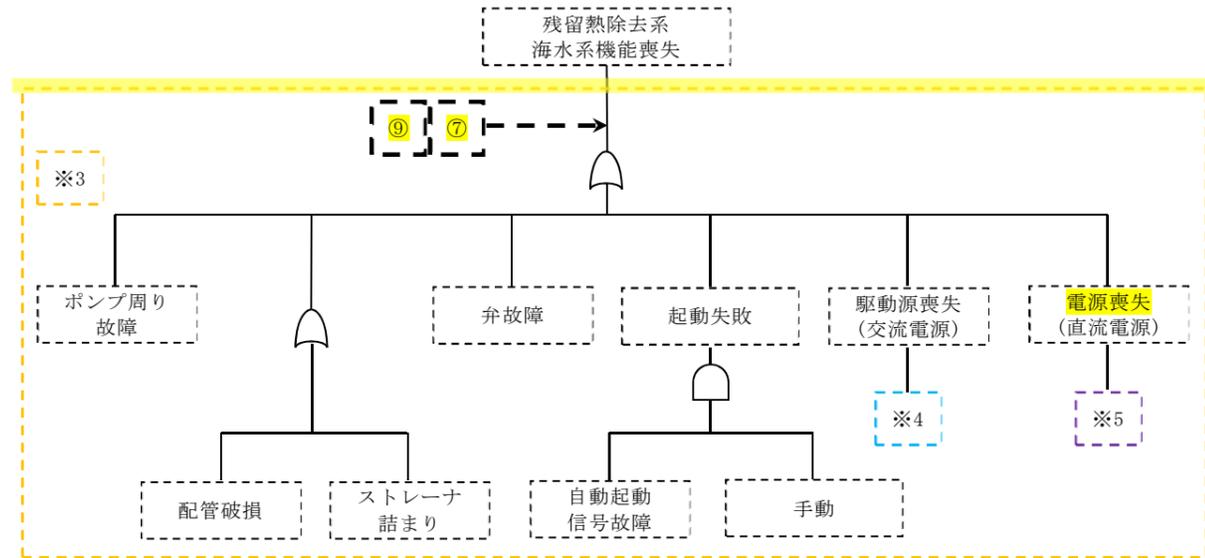
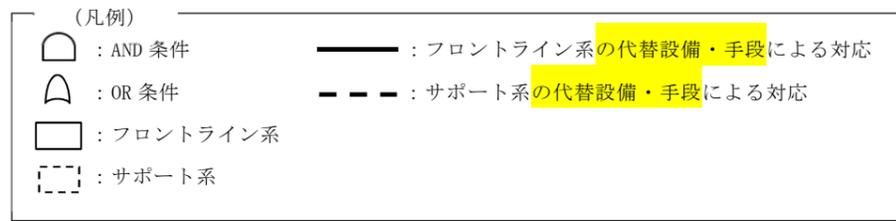
第1.4-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等</p>	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	低圧炉心スプレイ系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 MCC 2C系
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M/C 2C M/C 2D
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 120V/240V計装用主母線盤 2A 120V/240V計装用主母線盤 2B 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤



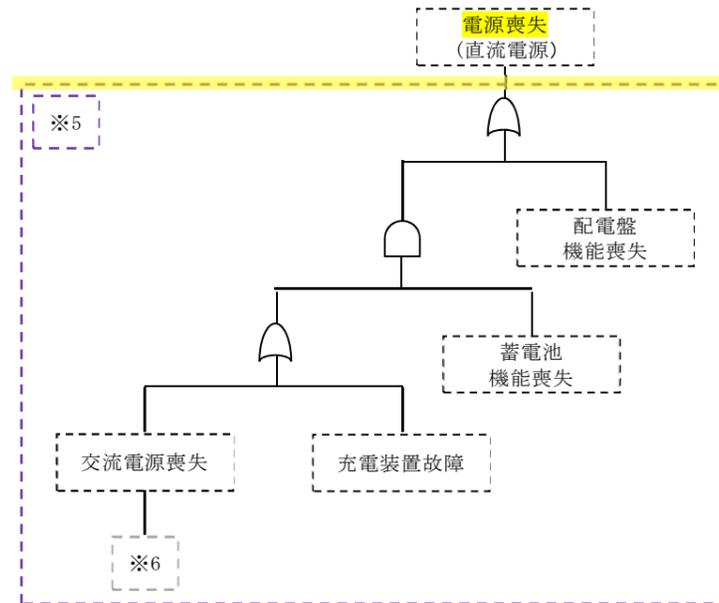
注1：低圧炉心スプレイ系については、⑥及び⑧の対応手段は対象外であり、残留熱除去系（C）については、⑦及び⑨の対応手段が対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



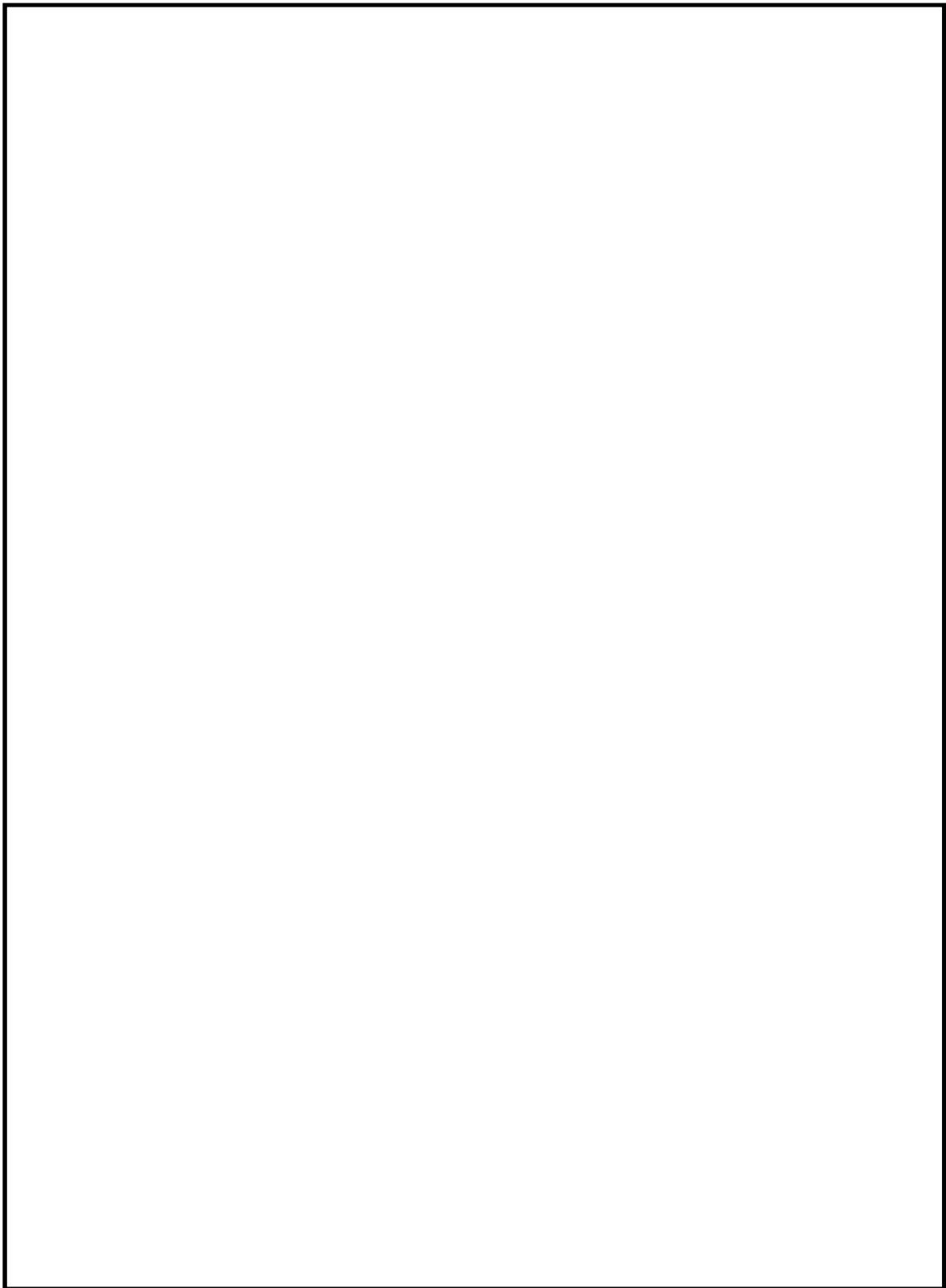
- ① 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却
 - 常設低圧代替注水系ポンプ
 - 代替淡水貯槽
- ② 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却（淡水/海水）
 - 可搬型代替注水大型ポンプ
 - 代替淡水貯槽
 - 淡水貯水池
- ③ 代替循環冷却系による原子炉の冷却
 - 代替循環冷却系ポンプ
 - サブプレッション・プール
- ④ 消火系による原子炉の冷却
 - 電動駆動消火ポンプ
 - ディーゼル駆動消火ポンプ
 - ろ過水貯蔵タンク
 - 多目的タンク
- ⑤ 補給水系による原子炉の冷却
 - 復水移送ポンプ
 - 復水貯蔵タンク

- ⑥ 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧
 - 【全交流動力電源喪失時】
 - 残留熱除去系ポンプ
 - サブプレッション・プール
- ⑦ 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧
 - 【残留熱除去系海水系機能喪失】
 - 残留熱除去系ポンプ
 - サブプレッション・プール
- ⑧ 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧
 - 【全交流動力電源喪失時】
 - 残留熱除去系ポンプ
 - 原子炉圧力容器
- ⑨ 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧
 - 【残留熱除去系海水系機能喪失】
 - 残留熱除去系ポンプ
 - サブプレッション・プール

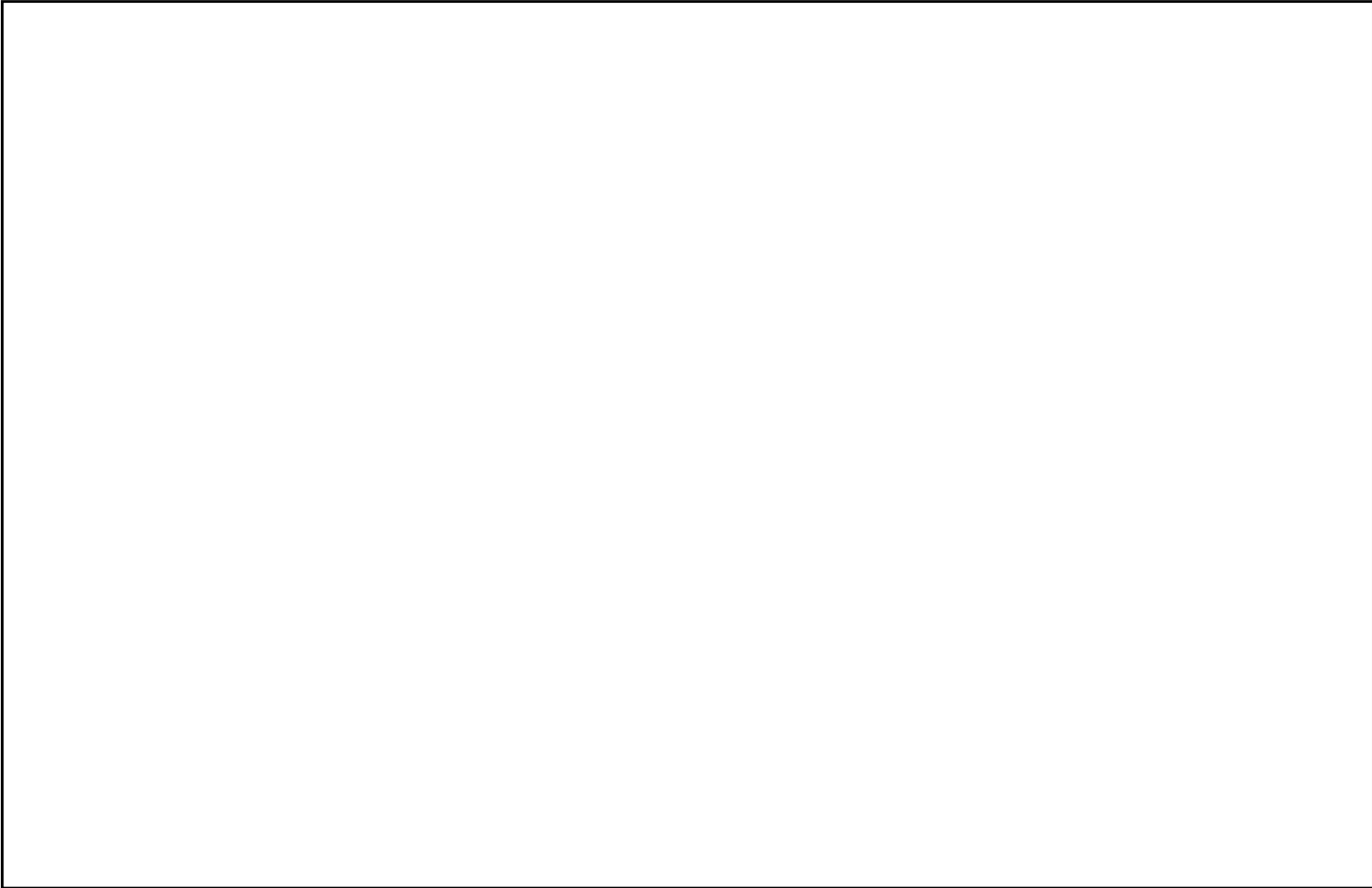


注1：低圧炉心スプレイ系については、⑥及び⑧の対応手段は対象外であり、残留熱除去系（C）については、⑦及び⑨の対応手段が対象外である。

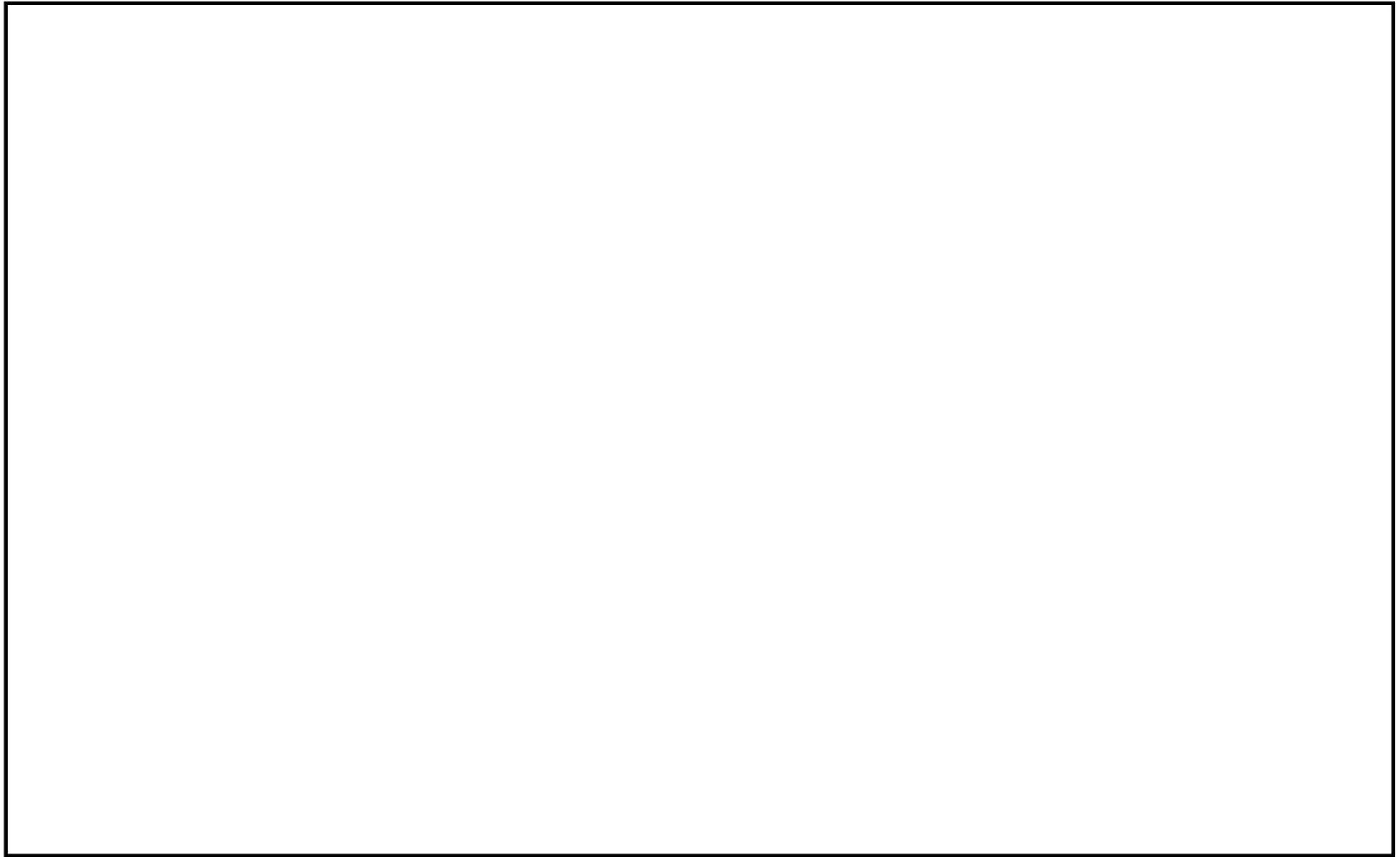
第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



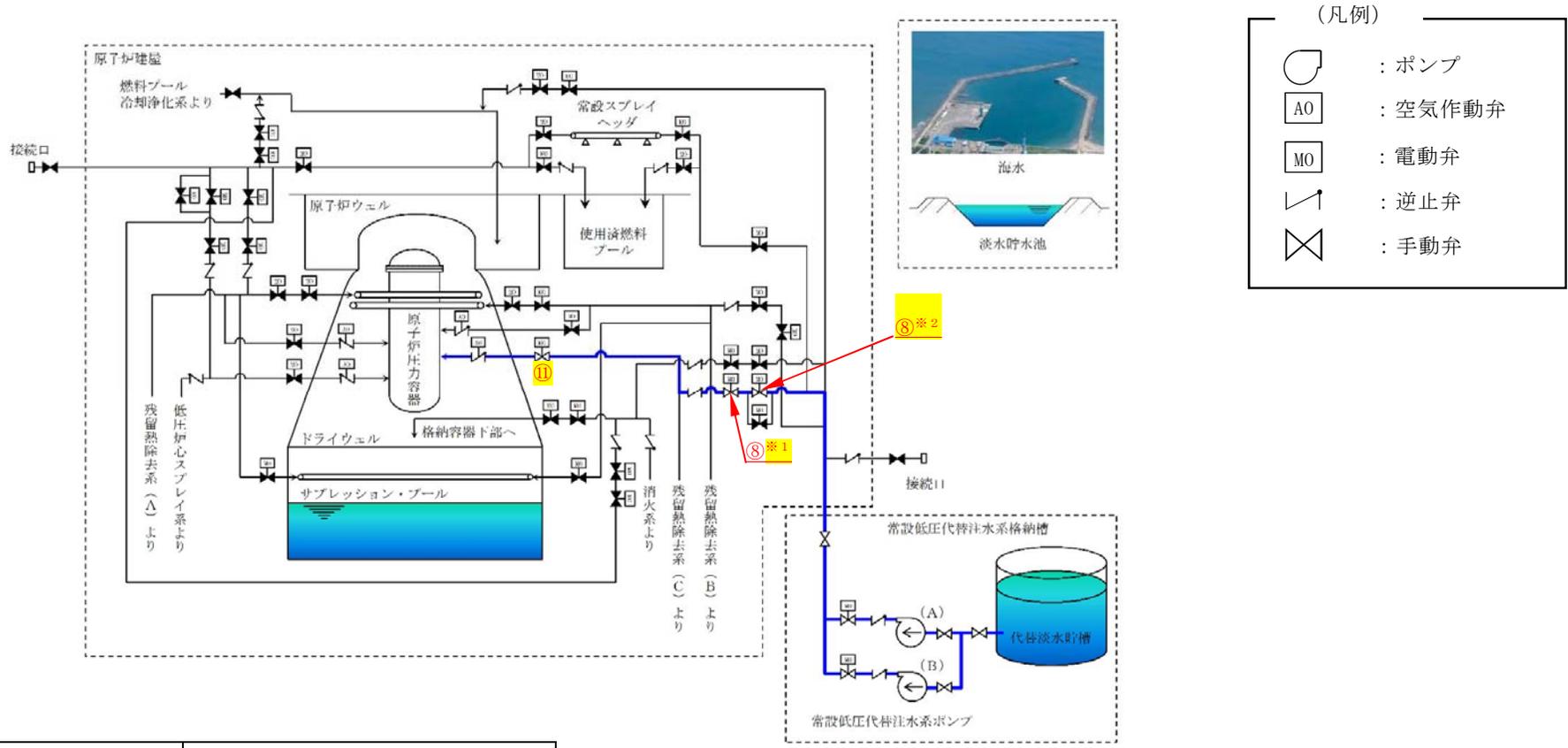
第1.4-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御 「水位確保」における対応フロー



第1.4-3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）不測事態 「水位回復」における対応フロー



第1.4-4図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-4」における対応フロー



操作手順	弁名称
⑧※1	原子炉注水弁
⑧※2	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑩	残留熱除去系注入弁 (C)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

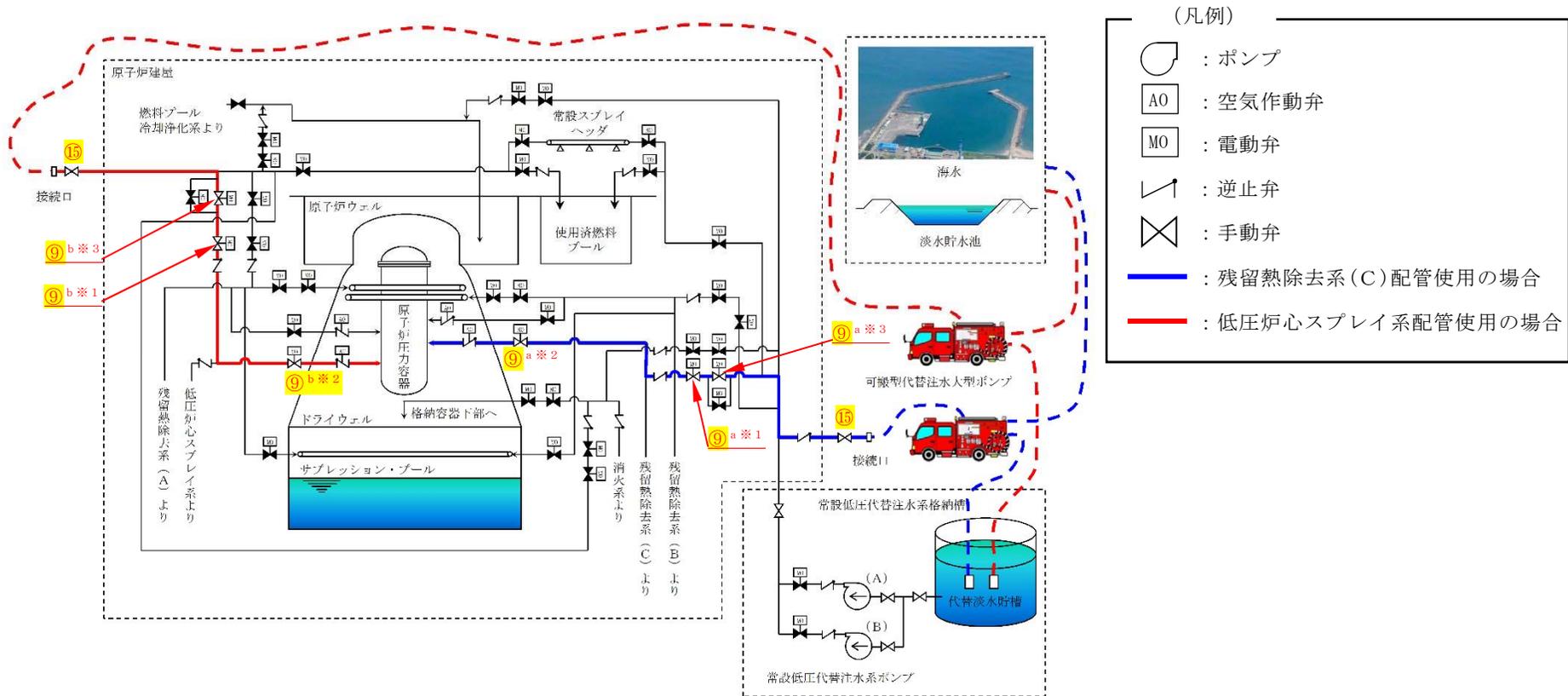
第1.4-5図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
			低下代替注水系(常設)による原子炉注水 9分									
低下代替注水系(常設)による原子炉注水	運転員A※1 (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作					
							原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作(※2)					
	運転員B※1 (中央制御室)	1	系統構成,注水開始操作									

※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における低下代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。

※2：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合

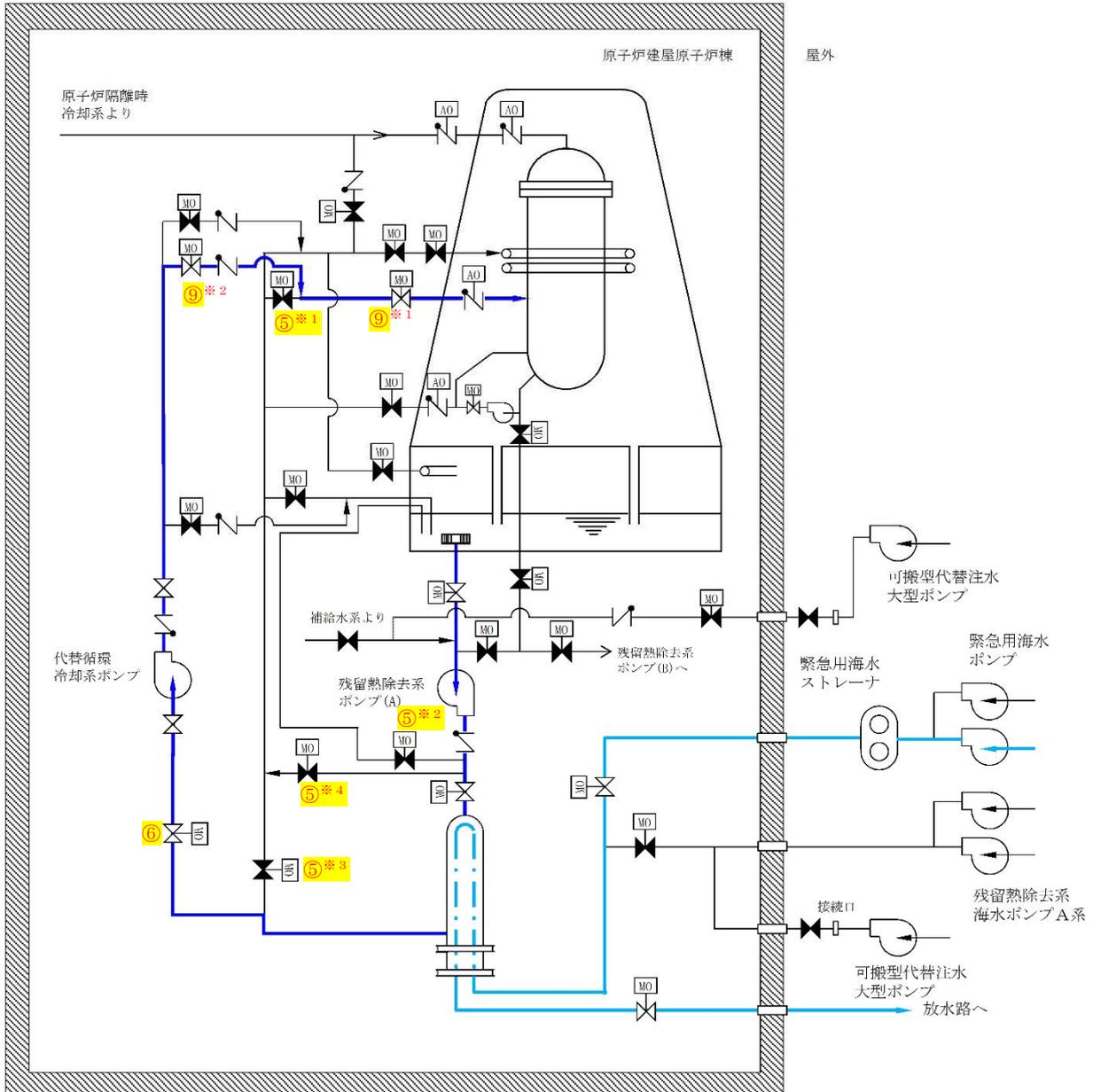
第1.4-6図 低下代替注水系（常設）による原子炉注水 タイムチャート



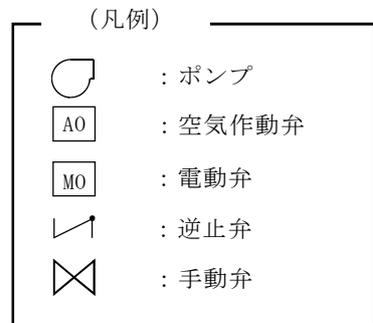
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨ a ※ 1, b ※ 1	原子炉注水弁	⑨ a ※ 3, b ※ 3	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑨ a ※ 2	残留熱除去系注入弁 (C)	⑮	各接続口付属の弁
⑨ b ※ 2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-7図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水） 概要図



操作手順	弁名称
⑤※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤※2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑤※3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑤※4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑥	代替循環冷却系入口弁
⑨※1	残留熱除去系注入弁 (A)
⑨※2	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁



記載例 ① : 操作手順番号を示す。

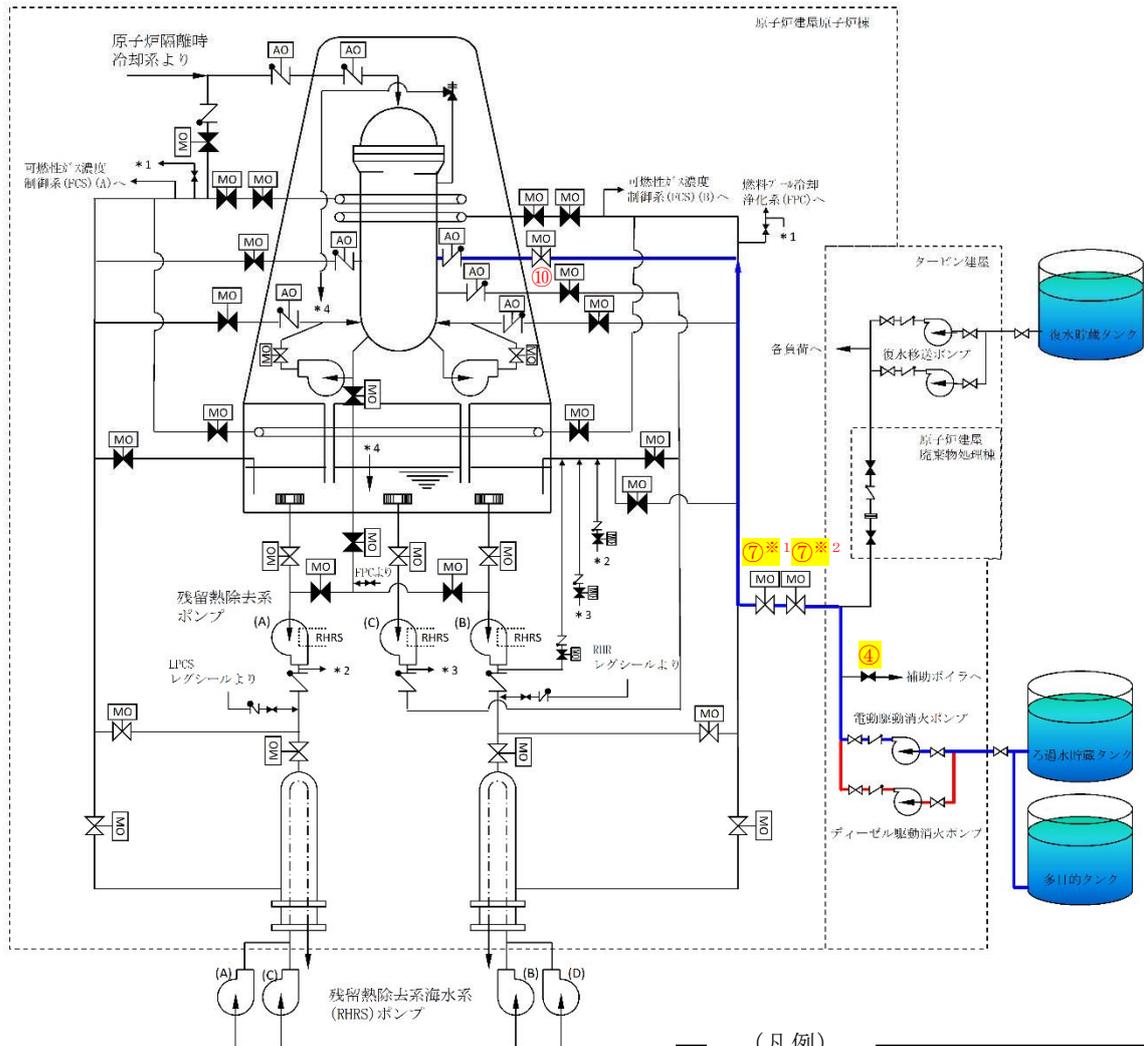
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-9図 代替循環冷却系による原子炉注水 概要図

		経過時間 (分)										備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替循環冷却系による原子炉注水 35分										
代替循環冷却系による原子炉注水	運転員A ^{※1} (中央制御室)	1				系統構成						
						注水開始操作						

※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における代替循環冷却系による原子炉注水開始まで35分以内と想定する。

第1.4-10図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑦※1※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑩	残留熱除去系注入弁 (B)

(凡例)

- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 電動駆動消火ポンプ使用の場合
- : ディーゼル駆動消火ポンプ使用の場合

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

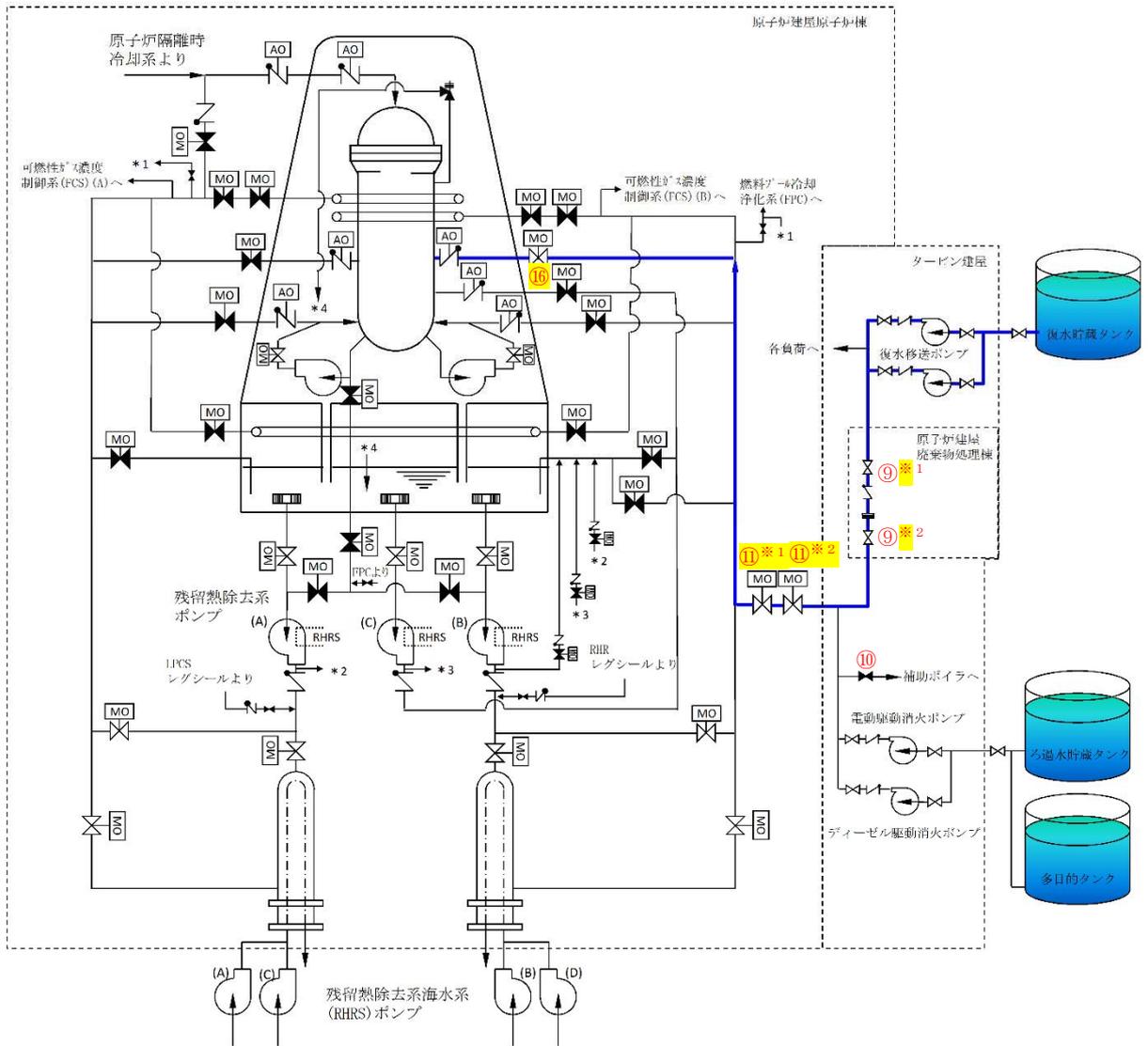
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-11図 消火系による原子炉注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
			消火系による原子炉注水 50分										
消火系による原子炉注水	運転員A※1 (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作				系統構成, 注水開始操作						
	運転員C, D (現場)	2					移動, 系統構成						

※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における消火系による原子炉注水開始まで50分以内と想定する。

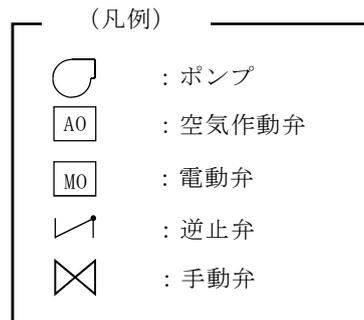
第1.4-12図 消火系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1, ※2	残留熱除去系(B)消火系ライン弁
⑬	残留熱除去系注入弁(B)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

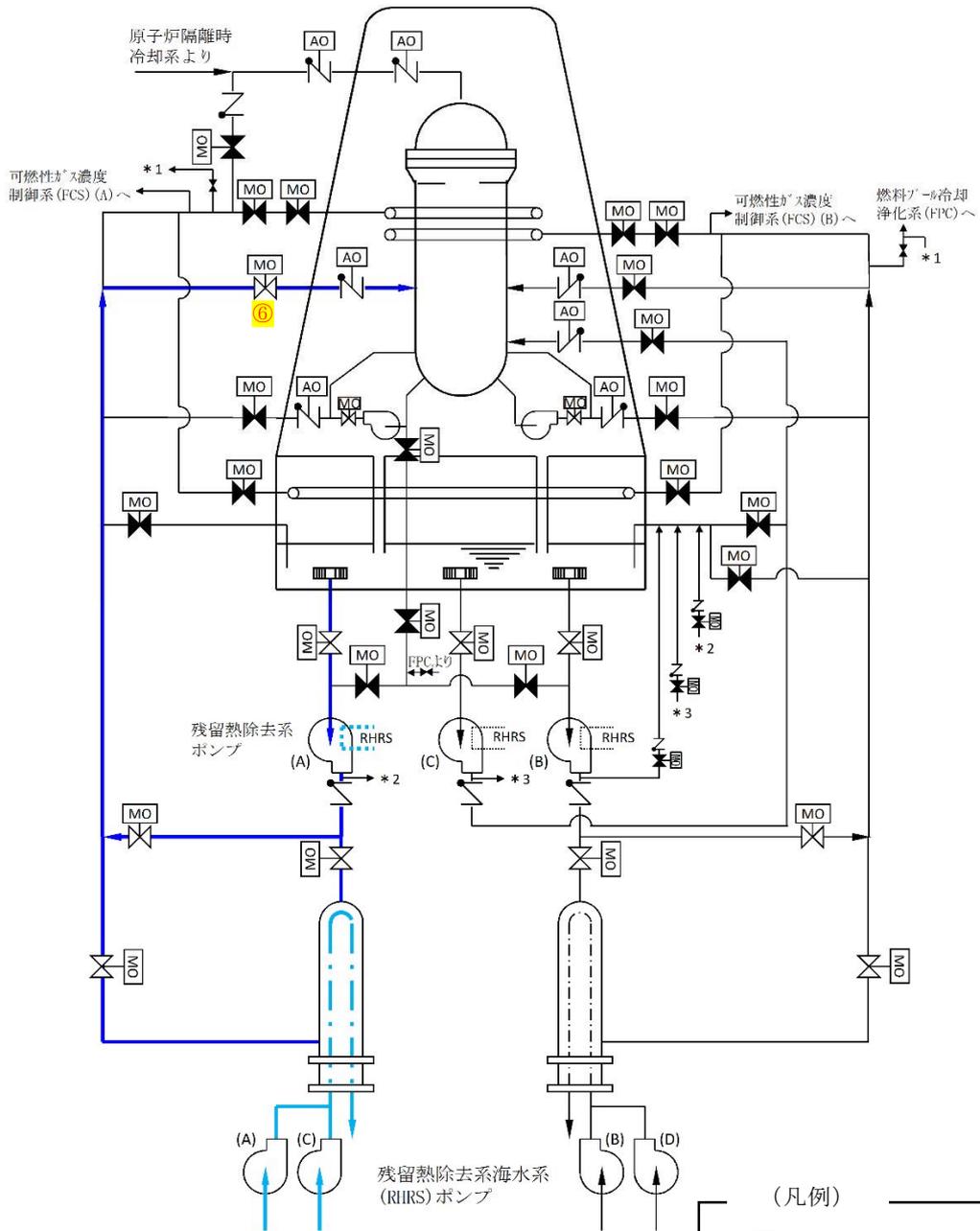


第1.4-13図 補給水系による原子炉注水 概要図

		経過時間 (分)													備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	補給水系による原子炉注水													
補給水系による原子炉注水	運転員 A (中央制御室) ※1 1														必要な負荷の電源切替操作
	運転員 C, D (現場) 2														移動
	重大事故等対応要員 6														移動、連絡配管閉止フランジ切替
															系統構成、注水開始操作
															系統構成

※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

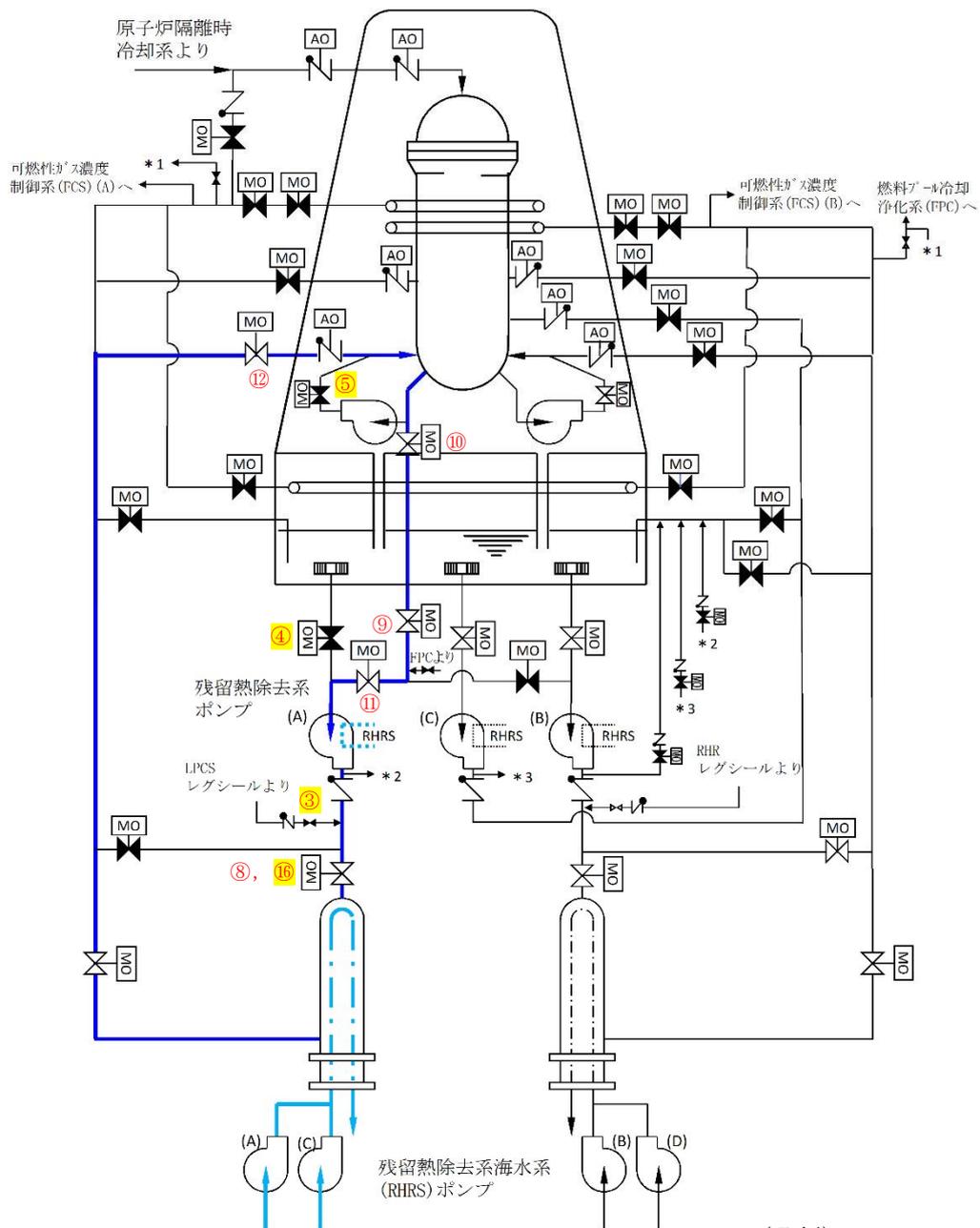
第1.4-14図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥	残留熱除去系注入弁 (A)

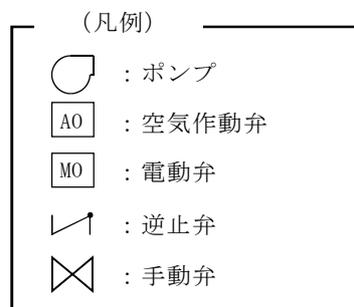
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-15図 残留熱除去系復旧後の原子炉注水 概要図

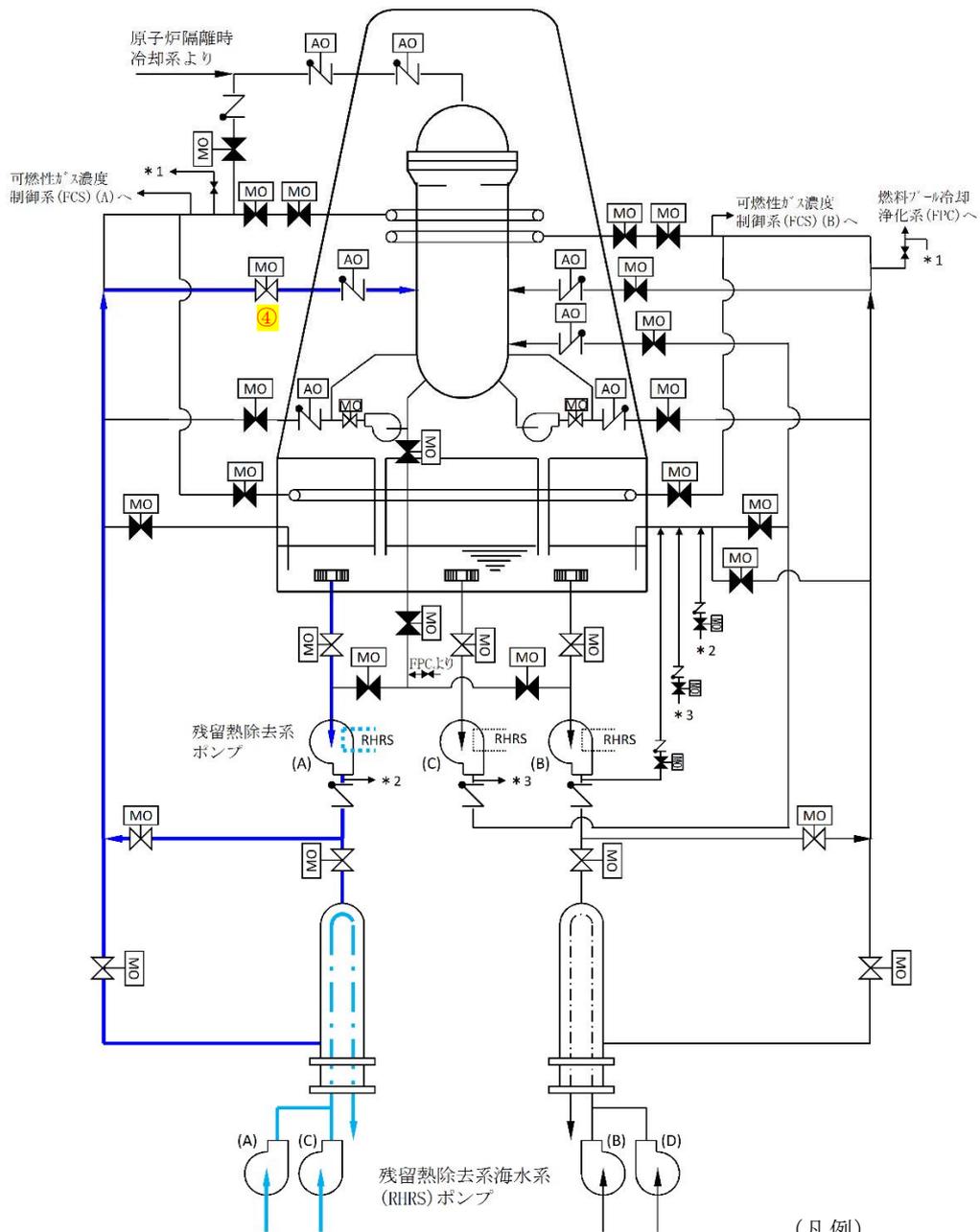


操作手順	弁名称
③	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
④	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
⑤	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑧, ⑯	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑨	残留熱除去系外側隔離弁
⑩	残留熱除去系内側隔離弁
⑪	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑫	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。



第1.4-17図 残留熱除去系復旧後の原子炉除熱 概要図



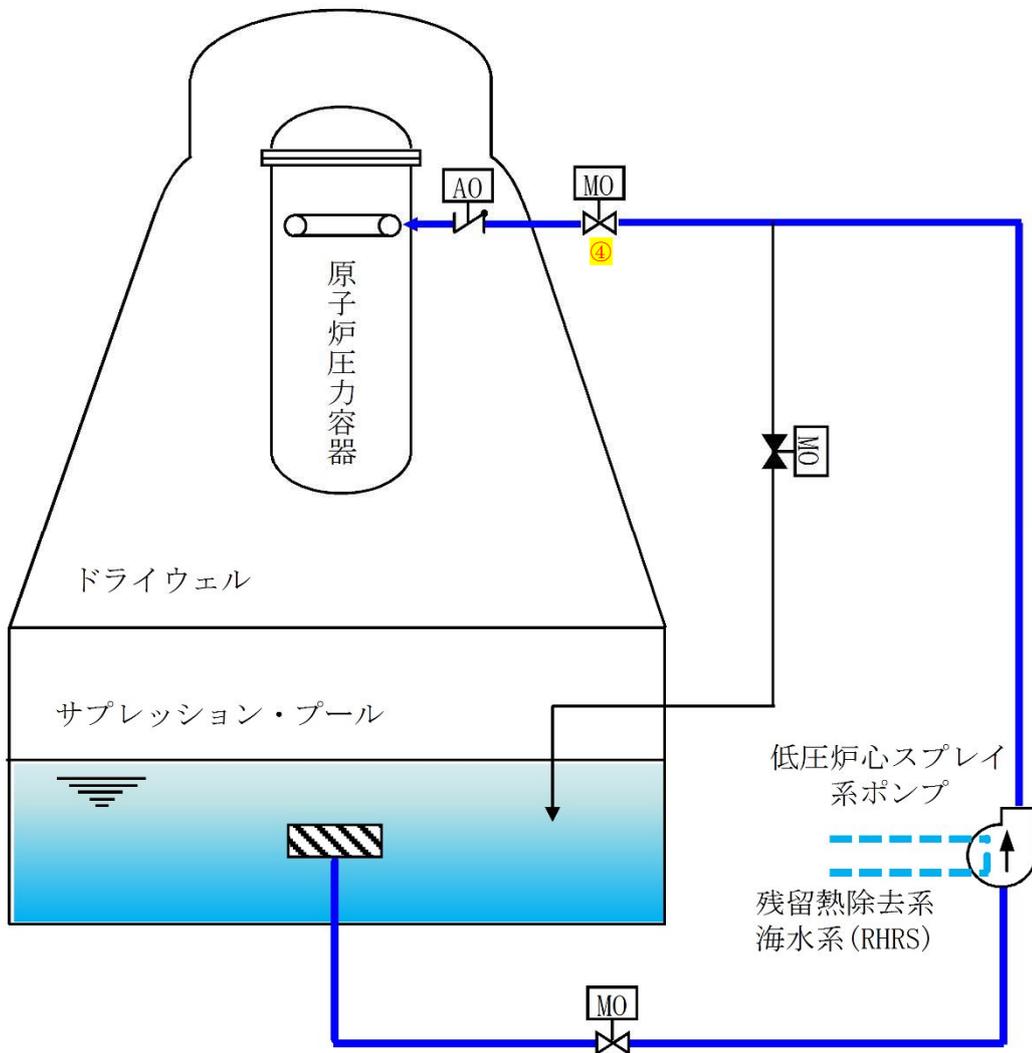
(凡例)



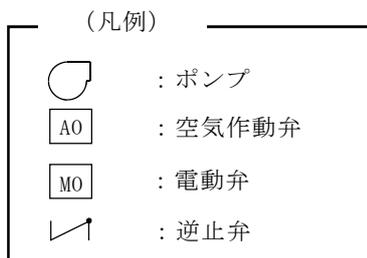
操作手順	弁名称
④	残留熱除去系注入弁 (A)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-19図 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水 概要図

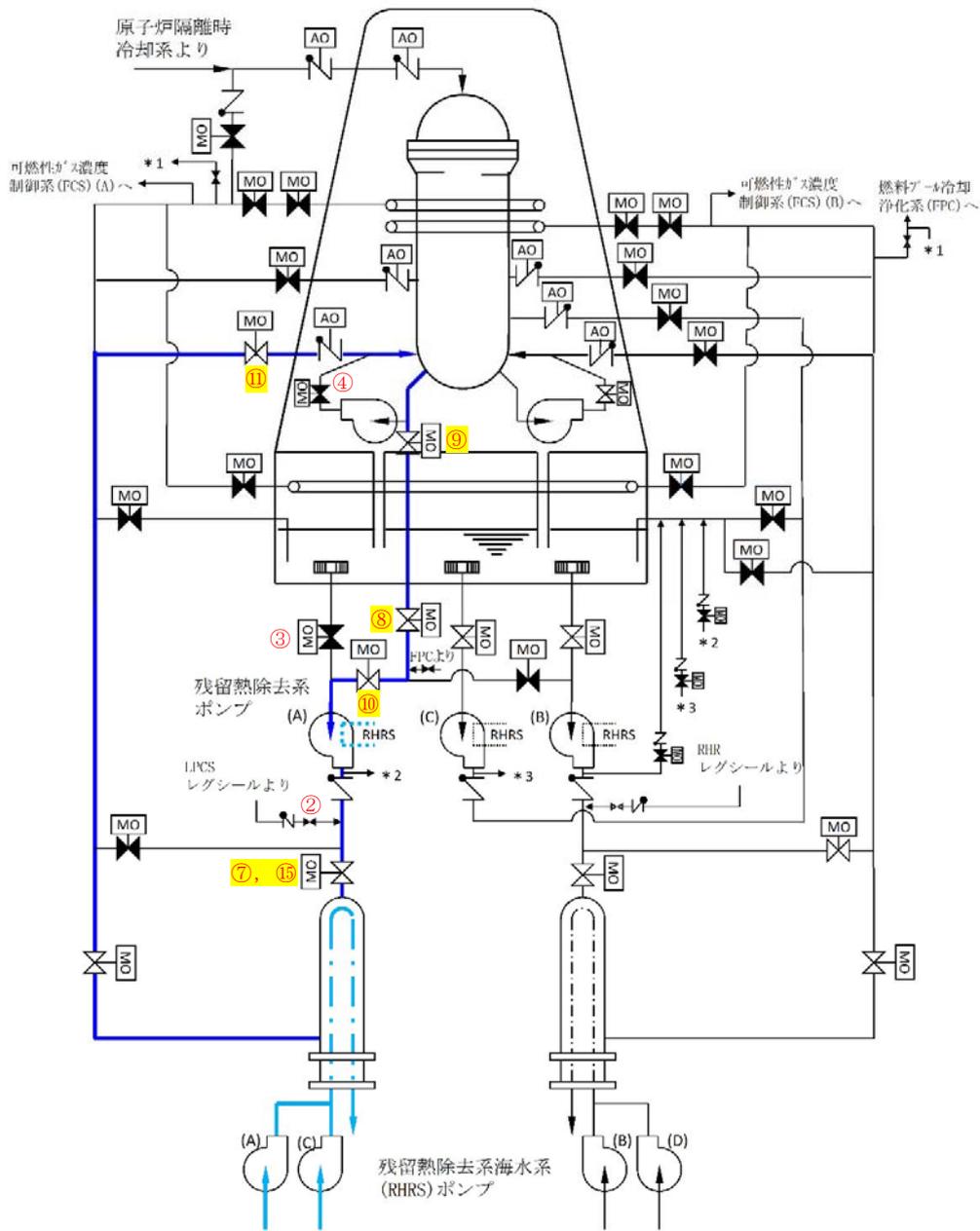


操作手順	弁名称
④	低圧炉心スプレイ系注入弁



記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-20図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図



操作手順	弁名称
②	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
③	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
④	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑦, ⑮	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑧	残留熱除去系外側隔離弁
⑨	残留熱除去系内側隔離弁
⑩	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑪	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-21図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱

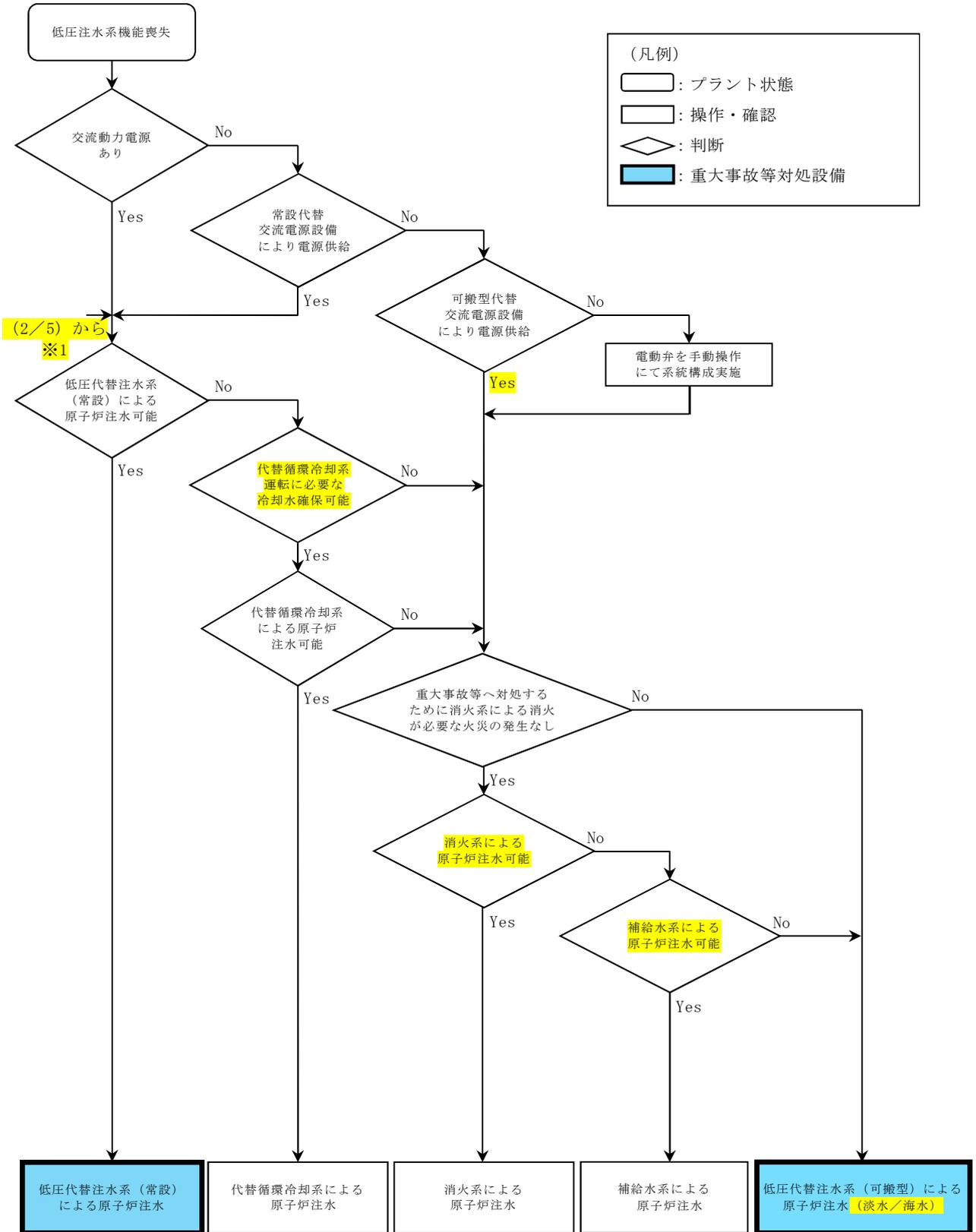
概要図

(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁

原子炉運転中における対応手順

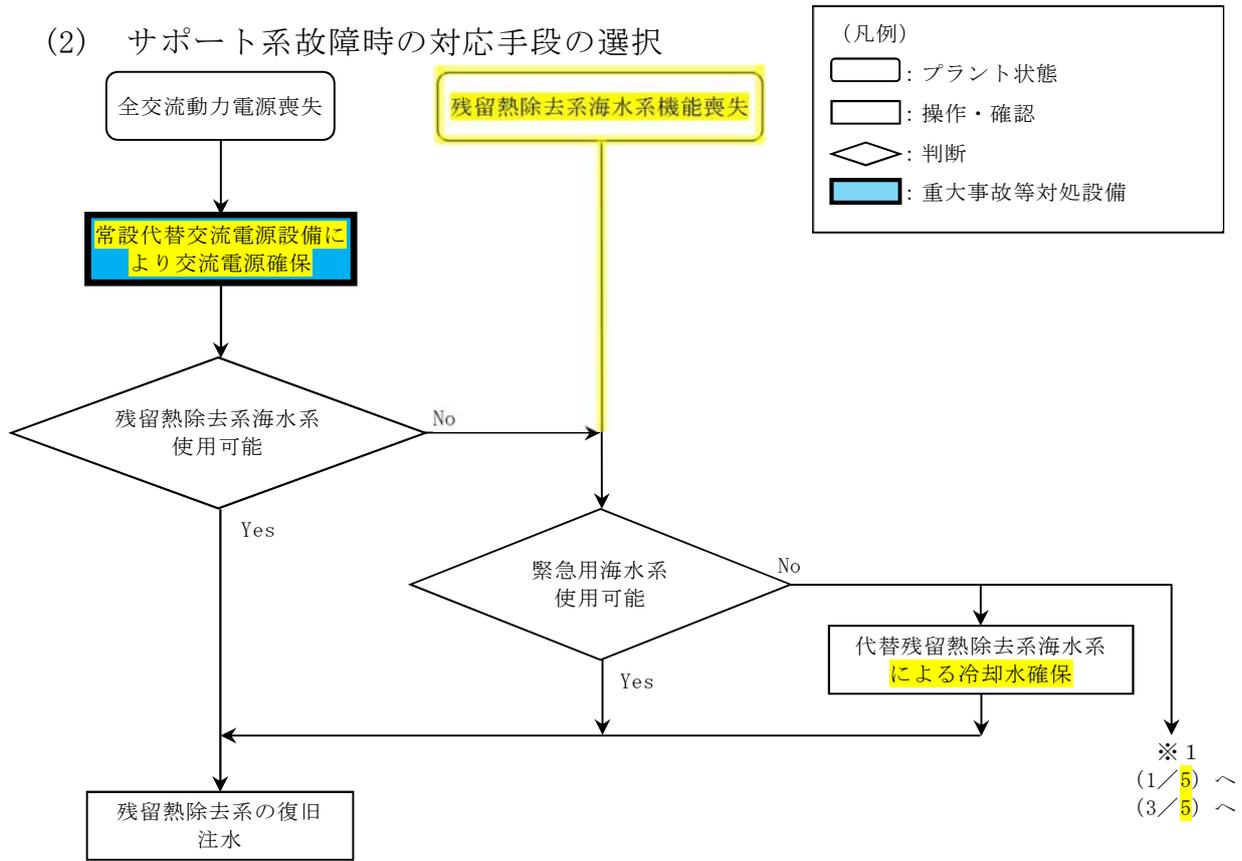
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/5)

原子炉運転中における対応手順

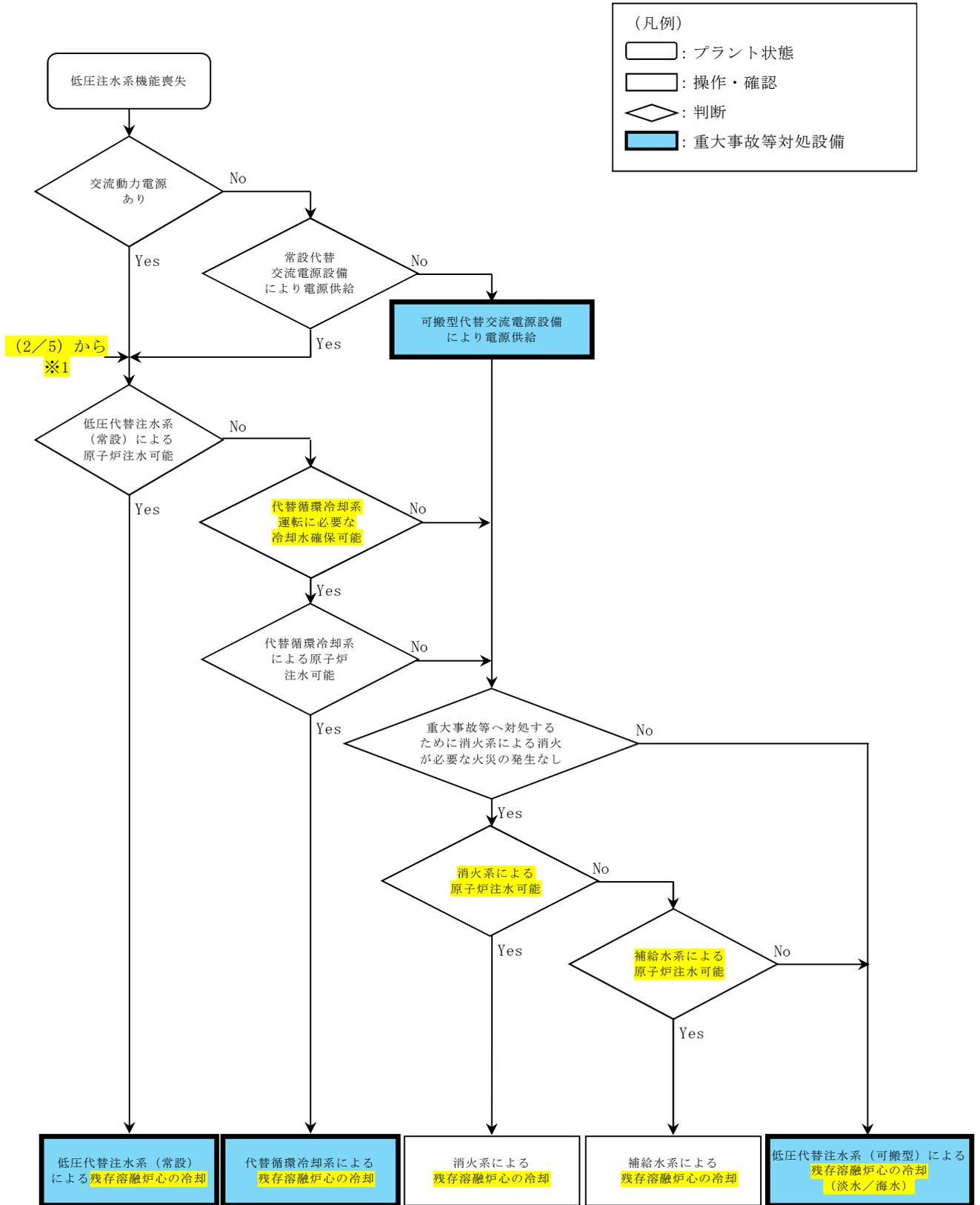
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/5)

原子炉運転中における対応手順

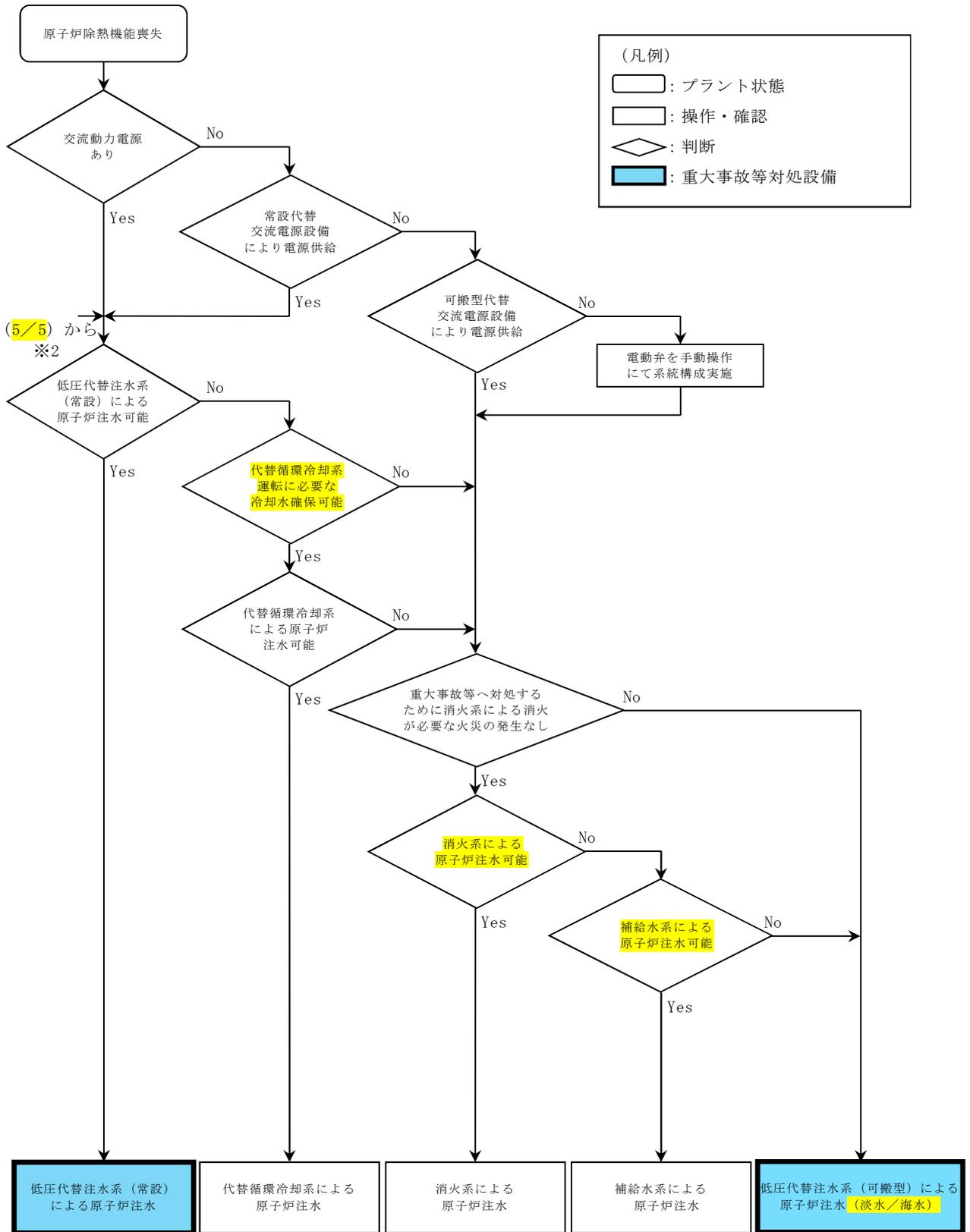
(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/5)

原子炉運転停止中における対応手順

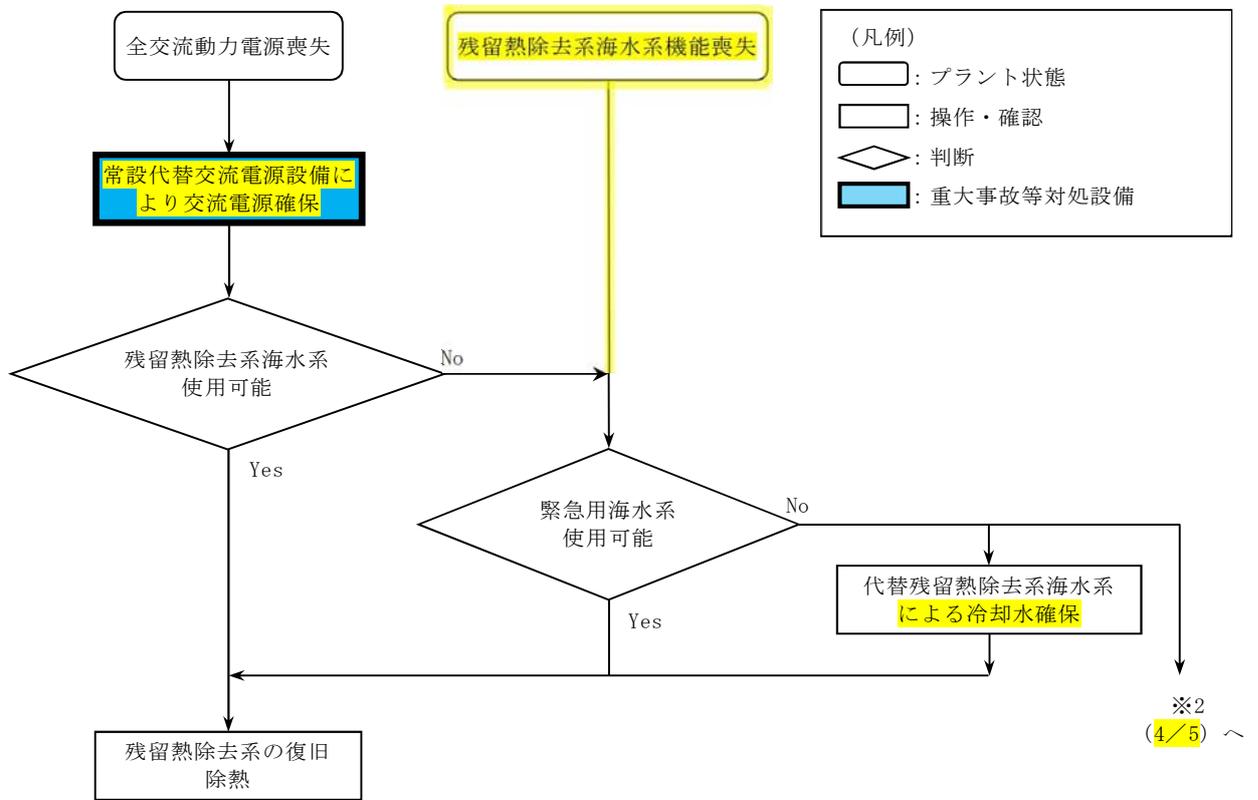
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (4/5)

原子炉運転停止中における対応手順

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (5/5)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/8)

技術的能力審査基準 (1.4)	番号	設置許可基準規則 (第47条)	技術基準規則 (第62条)	番号
<p>【本文】</p> <p>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】</p> <p>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】</p> <p>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】</p> <p>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】</p> <p>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】</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：残留熱除去系（低圧注水系）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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/8)

■：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	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉の冷却	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレートナ※2	既設							
	原子炉压力容器	既設							
	残留熱除去系海水系	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	新設							
低圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設							
	サブプレッション・プール	既設							
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレートナ・スパージャ	既設							
	原子炉压力容器	既設							
	残留熱除去系海水系	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	新設							
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	既設							
	原子炉压力容器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・熱交換器	既設							
	再循環系配管・弁	既設							
	残留熱除去系海水系	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	新設							

※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】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：残留熱除去系（低圧注水系）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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/8)

■：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	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考
低圧代替注水系（常設） による原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④ ⑥ ⑦	代替循環冷却系による原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ	常設	35分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			サブプレッション・プール	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	非常用交流電源設備	既設			残留熱除去系海水系	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			緊急用海水系	常設			
	燃料補給設備	新設			代替残留熱除去系海水系	可搬			
						非常用取水設備			
低圧代替注水系（可搬型） による原子炉の冷却（淡水/海水）	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑦	消火系による原子炉の冷却	非常用交流電源設備	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	淡水貯水池*1	新設			燃料補給設備	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			電動駆動消火ポンプ	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ	既設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	原子炉圧力容器	既設			多目的タンク	常設			
	非常用交流電源設備	既設			消火系配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			残留熱除去系配管・弁	常設			
可搬型代替交流電源設備	新設	原子炉圧力容器	常設						
燃料補給設備	新設	非常用交流電源設備	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	可搬			
					燃料補給設備	常設			

※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】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：残留熱除去系（低圧注水系）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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/8)

■: 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	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考
—	—	—	—	補給水系による 原子炉の冷却	復水移送ポンプ	常設	105分以内	9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			
					消火系配管・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	可搬			
					非常用交流電源設 備	常設			
					燃料補給設備	常設			
残留熱除去系 (低圧注水系) の復旧	残留熱除去系 (低 圧注水系) ポンプ	既設	① ③ ④	—	—	—	—	—	—
	サブレッション・ プール	既設							
	残留熱除去系配 管・弁・ストレ ーナ※2	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水 系	既設							
	緊急用海水系	新設							
	代替残留熱除去系 海水系	新設							
	非常用取水設備	既設 新設							
	常設代替交流電源 設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

※1: 「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】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※2: 残留熱除去系 (低圧注水系) 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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/8)

■：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	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考
低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④	消火系による残存溶融炉心の冷却	電動駆動消火ポンプ	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			多目的タンク	常設			
	原子炉圧力容器	既設			消火系配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	非常用交流電源設備	既設			原子炉圧力容器	常設			
	燃料補給設備	新設			非常用交流電源設備	常設			
低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④	補給水系による残存溶融炉心の冷却	常設代替交流電源設備	常設	105分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	淡水貯水池※1	新設			燃料補給設備	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			復水移送ポンプ	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ	既設			補給水系配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			消火系配管・弁	常設			
	非常用交流電源設備	既設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
可搬型代替交流電源設備	新設	非常用交流電源設備	常設						
燃料補給設備	新設	常設代替交流電源設備	常設						
—	—	—	—	燃料補給設備	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】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：残留熱除去系（低圧注水系）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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/8)

■ : 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	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考
代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設							
	代替循環冷却系配管・弁	新設							
	残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水系	既設							
	緊急用海水系	新設							
	代替残留熱除去系海水系	新設							
	非常用取水設備	既設 新設							
	非常用交流電源設備	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の復旧	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ	既設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・熱交換器	既設							
	再循環系配管・弁	既設							
	残留熱除去系海水系	既設							
	緊急用海水系	新設							
	代替残留熱除去系海水系	新設							
	非常用取水設備	既設 新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

※1 : 「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】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

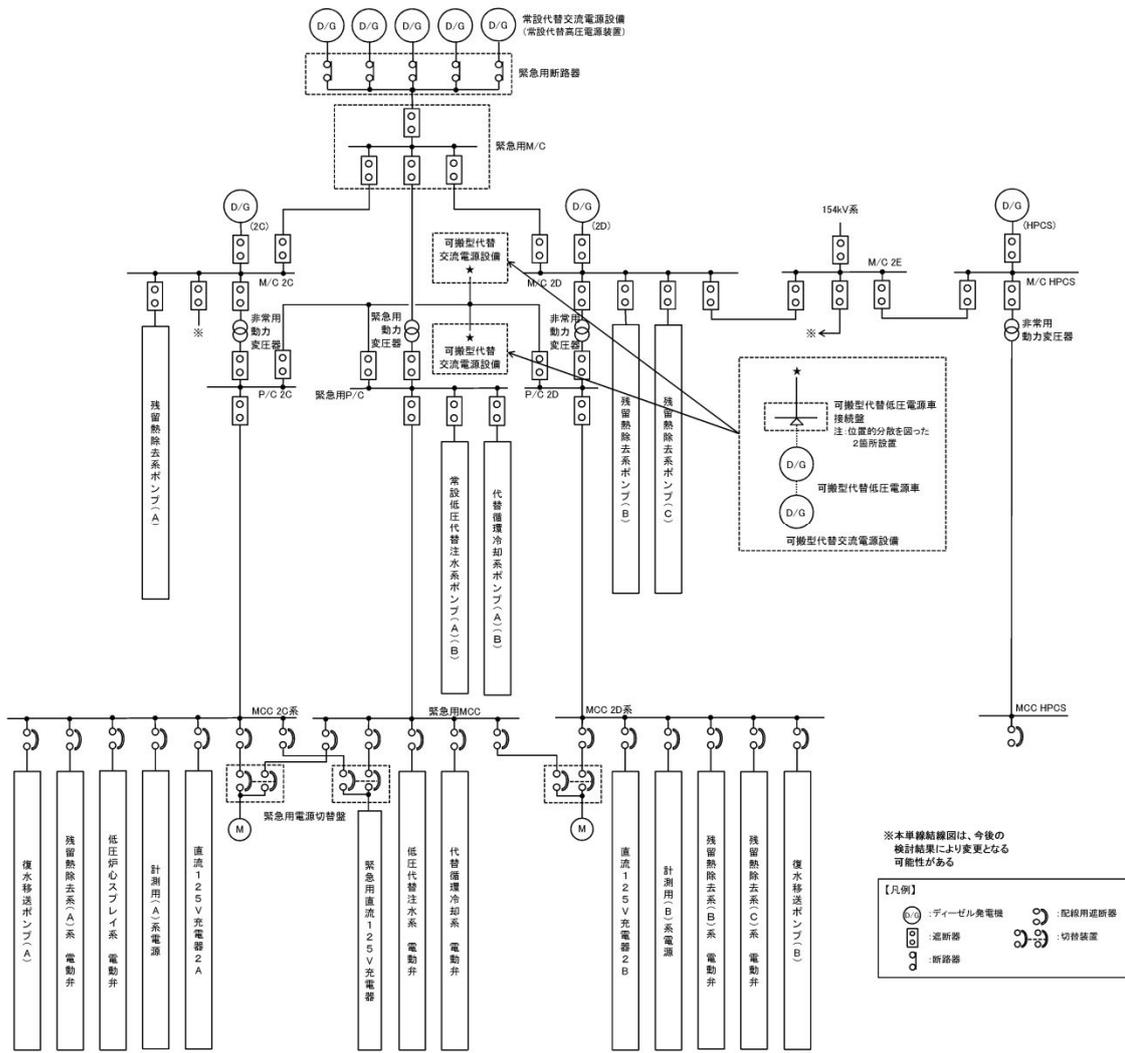
※2 : 残留熱除去系 (低圧注水系) は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/8）

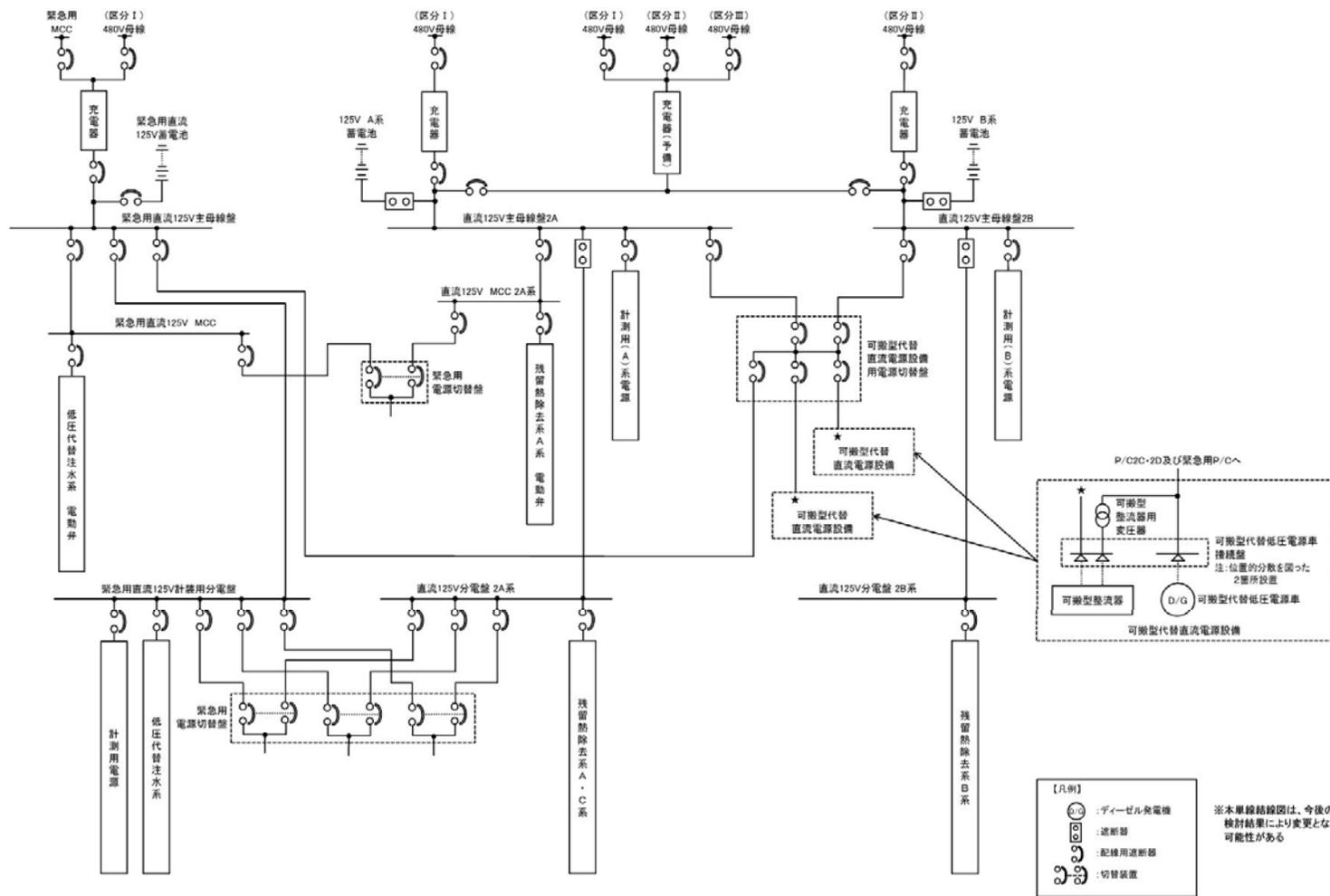
技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する手段として、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<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>—</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>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ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格納容器の破損を防止するため、可搬型重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）による原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。 なお、低圧代替注水系（可搬型）における可搬型代替注水大型ポンプの運搬及び接続に関する手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で示す。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／8）

技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
<p>(2)復旧</p> <p>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>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には，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残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）を復旧する手順等を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」で示す。</p>



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

災害対策本部長は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、送水ルートを設定する。

現場では、送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉へ注水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による送水に必要な要員数（8名）、所要時間（180分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から接続口Bを使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：180分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物

質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）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他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替大型注水ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2) 系統構成

a. 操作概要

中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において、現場での手動操作により低圧代替注水系（可搬型）の系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に必要な要員数（12名）、所要時間（180分以内）のうち、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（現場運転員3名、重大事故等対応要員1名）

所要時間目安：125分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備または携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡が可能である。

2. 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから注水が行えるよう、系統構成を実施する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

消火系による原子炉注水に必要な要員数（3名），所要時間（50分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

所要時間目安：40分以内

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備または携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



系統構成
(④補助ボイラ冷却水元弁)

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

復水移送ポンプから注水が行えるよう、系統構成を実施する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域），原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

補給水系による原子炉注水に必要な要員数（9名），所要時間（105分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備または携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成

(⑨補給水系－消火系連絡ライン止め弁)



系統構成

(⑩補助ボイラ冷却水元弁)

解釈一覧

判断基準の解釈一覧 (1/3)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.4.2.1 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 原子炉注水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による 原子炉注水 (淡水/海水)	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(c) 代替循環冷却系 による原子炉注 水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
			冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認
		(d) 消火系による原 子炉注水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
	(e) 補給水系による 原子炉注水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点	
	(2) サポート系故障 時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系復 旧後の原子炉注 水	冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認

判断基準の解釈一覧 (2/3)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.4.2.1 原子炉運転中における 対応手順	(3) 溶融炉心が原子炉 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	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器内への注水が可能の場合	—
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型)による 残存溶融炉心の冷 却(淡水/海水)	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉压力容器内への注水ができず、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器内への注水が可能の場合	—
		(c) 代替循環冷却系に よる残存溶融炉心 の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)により原子炉压力容器内への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合	—
			冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認
		(d) 消火系による残存 溶融炉心の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却系により原子炉压力容器内への注水ができず、消火系による原子炉压力容器内への注水が可能の場合	—
		(e) 補給水系による残 存溶融炉心の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系により原子炉压力容器内への注水ができず、補給水系による原子炉压力容器内への注水が可能の場合	—

判断基準の解釈一覧 (3/3)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.4.2.2 原子炉運転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) 残留熱除去系復旧後の原子炉除熱	冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認
			原子炉圧力指示値が0.93MPa[gage]以下	原子炉圧力指示値が0.93MPa[gage]以下
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（低圧注水系）による原子炉注水	-	原子炉水位低（レベル3）設定点	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点
			冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認
	(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	-	原子炉水位低（レベル3）設定点	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点
			冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認
	(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	-	原子炉圧力指示値が0.93MPa[gage]以下	原子炉圧力指示値が0.93MPa[gage]以下

操作手順の解釈一覧 (1/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.1 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 原子炉注水	原子炉冷却材浄化系吸込弁	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa[gage]以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa[gage]以上
			原子炉注水弁	—
			原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下
			残留熱除去系注入弁 (C)	—
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	—
			低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型)による 原子炉注水 (淡水/海水)	原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下
			原子炉注水弁	—
			残留熱除去系注入弁 (C)	—
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	—
			低圧炉心スプレイ系注入弁	—
			各接続口付属の弁	—
			低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇

操作手順の解釈一覧 (2/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.1 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. 低圧代替注水系	(c) 代替循環冷却系 による原子炉注 水	残留熱除去系注水管分離弁	—
			残留熱除去系 (A) ミニフロー弁	—
			残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	—
			残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	—
			代替循環冷却系入口弁	—
			原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下
			残留熱除去系注入弁 (A)	—
			代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage]以上	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage]以上
		代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	
		(d) 消火系による原 子炉注水	補助ボイラ冷却水元弁	—
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage]以上	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage]以上
			残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	—
			原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下
			残留熱除去系注入弁 (B)	—
			残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇

操作手順の解釈一覧 (3/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.1 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. 低圧代替注水系	(e) 補給水系による 原子炉注水	補給水系—消火系連絡ライン止め弁	—
		補助ボイラ冷却水元弁	—	
		残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	—	
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage]以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage]以上	
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下	
		残留熱除去系注入弁 (B)	—	
		残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇	
	(2) サポート系故障 時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系復 旧後の原子炉注 水	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage]以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage]以上
			原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下
			残留熱除去系注入弁 (A)	—
残留熱除去系系統流量の流量上昇			残留熱除去系系統流量の流量上昇	

操作手順の解釈一覧 (4/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.2 原子炉運転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) 残留熱除去系復旧後の原子炉除熱	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁	—
			残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁	—
			原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁	—
			原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa[gage]以下	原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa[gage]以下
			残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁	—
			残留熱除去系外側隔離弁	—
			残留熱除去系内側隔離弁	—
			残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁	—
			残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁	—
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa[gage]以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa[gage]以上
残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇			

操作手順の解釈一覧 (5/6)

手順		操作手順記載内容	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	(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による 原子炉注水	-	-
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage]以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage]以上
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下
		残留熱除去系注入弁（A）	-
	(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	-	-
		残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage]以上	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage]以上
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下
低圧炉心スプレイ系注入弁	-		
低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇	低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇		

操作手順の解釈一覧 (6/6)

手順		操作手順記載内容	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（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	—	—
		残留熱除去系（A）レグシールライン弁	—
		残留熱除去系（A）ポンプ入口弁	—
		原子炉再循環（A）ポンプ出口弁	—
		原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa[gage]以下	原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa[gage]以下
		残留熱除去系熱交換器（A）入口弁	—
		残留熱除去系外側隔離弁	—
		残留熱除去系内側隔離弁	—
		残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁	—
		残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁	—
残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa[gage]以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa[gage]以上		
残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇		