

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 6 月
日本原子力発電株式会社

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溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要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. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

b. 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と自主対策設備

(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

c. 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と自主対策設備

d. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 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

1.4.2.2 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（低圧注水系）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

1.4.2.3 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（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.4 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（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）

(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が発電用原子炉（以下「原子炉」という。）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注水機能である。

原子炉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注水機能である。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する。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は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）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。

原子炉運転停止中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では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）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。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）ポンプを設置している。

なお、本条項での原子炉運転停止中とは、原子炉冷却材温度100℃未満※¹及び原子炉圧力容器全ボルト締付状態で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を冷却している期間とする。

※1：原子炉の昇温を伴う検査時は除く。

これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、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応設備を選定する。

重大事故等対応設備の他に、設計基準事故対応設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対応設備（設計基準拡張）※²及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※³を選定する。

※2 重大事故等対応設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって、新たに重大事故等に対応する機能が付加されていない設備。

※3 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、重大事故等対応設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、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）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障を想定する。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，炉心の著しい損傷，熔融が発生し，原子炉圧力容器内に熔融炉心が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．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

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）による原子炉注水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
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水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

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉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
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

b. 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）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により原子炉注水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へ注水する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水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）による原子炉注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水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

(iii) 代替循環冷却系による原子炉注水

代替循環冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

（iv） 消火系による原子炉注水

消火系による原子炉注水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注水

補給水系による原子炉注水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) b. (a) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」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) b. (a) i) (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」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) b.(a) i)(iii) 代替循環冷却系による原子炉注水」
で使用する設備のうち、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b.(a) i)(iii) 代替循環冷却系による原子炉注水」
で使用する設備のうち、残留熱除去系海水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、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態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。

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

格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱除去を目的とした設備であり、原子炉減圧及び低圧注水移行時に炉心損傷を防止するための十分な注水量が確保できない場合があるが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が実施できない場合の代替手段として有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、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、代替循環冷

却系が使用可能であれば、原子炉へ注水する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、原子炉へ注水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、原子炉へ注水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を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに、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で冷却水を確保することにより、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は、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより、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、電源及び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、原子炉運転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。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「1.4.1(2) c.(b) i) 復旧」にて整備する。

(i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水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（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・サプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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。

残留熱除去系海水ポンプ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) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプ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) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後

の原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却），残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水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。

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。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置及びホース接続等に時間を要し，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，残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

- （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

(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
- ・ 残留熱除去系熱交換器（A）
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(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) b.(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) b.(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) b.(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、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b.(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、残留熱除去系海水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、原子炉圧力容器内に溶融炉心が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。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、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、代替循環冷却系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。

- ・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。

c．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）ポンプが故障により原子炉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へ注水する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4.1(2) b.(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）ポンプの故障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を受電した後、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dへ電源を供給するとともに、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で冷却水を確保することにより、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、電源及び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）復旧後の原子炉除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉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（海水冷却）
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

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) c.(b) i)(i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち、緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) c.(b) i)(i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」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（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水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。

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。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、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、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能であれば、原子炉を除熱する手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」、「b. 原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「c. 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（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）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 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，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，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

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1.4-5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[※]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^{※1}し、発電長に報告する。

※1：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

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤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・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，原子炉隔離時冷却系及び高压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，サブレーション・プールの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

低压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1.4－6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に低压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，低压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）により低压炉心スプレイ系ポンプが起動し，低压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，低压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，低压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压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

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤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) 設定点から原子炉水位高 (レベル 8) 設定点の間で維持され、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1.4-7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及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電

源の復旧を実施する。

- ③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。
- ④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。
- ⑤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。
- ⑥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。
- ⑦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。
- ⑧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。
- ⑨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。
- ⑩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。
- ⑪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。
- 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
ライン入口弁を開にする。
- ⑬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。
- ⑭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。

⑮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。

⑯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。

⑰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。

⑱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

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名により操作を実施する。

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

1.4.2.2 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

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、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注水機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプ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。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、原子炉圧力容器内を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

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ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、代替淡水貯槽の水位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1.4-8図に、タイムチャートを第1.4-9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）の使用モードを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動した後、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自動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）を開に

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た後、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

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合、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。中央制御室に設置されている操作盤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当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等1名により実施する。

(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

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）、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、代替淡水貯槽の水位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1.4-10図に、タイムチャートを第1.4-11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。

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、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

- 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の起動を指示する。
- ⑮重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプ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、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送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。
- ⑲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）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170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）】

- ・現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170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）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135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）】

- ・現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135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）

(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

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ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、サプレッション・プールの水位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1.4-12図に、タイムチャートを第1.4-13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を状態表示等により確認するとともに、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及び代替循

環冷却系テストライン弁を開にする。

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、運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

⑨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した後、発電長に報告する。

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、代替循環冷却系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（A）を開にした後、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とともに代替循環冷却系テストライン弁を閉にする。

⑫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。

⑬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。

⑭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。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開

始を判断した後，冷却水を確保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。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，代替循環冷却系の起動に必要な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：150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

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）及び代替循環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，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

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1.4-14図に，タイムチャートを第1.4-15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。
- ⑥発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ※¹又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。
- ⑦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た後、発電長に報告する。
- 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、消火系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- 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※²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^{※2}し、発電長に報告する。

※1：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。

※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

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、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）

(e) 補給水系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

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）、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，復水貯蔵タンクの水位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1.4-16図に，タイムチャートを第1.4-17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ダ圧力指示値が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ダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後，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た後，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^{*1}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^{*1}し，発電長に報告する。

※1：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

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、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)

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。

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注水機能が喪失し、原子炉へ注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系により原子炉へ注水する。

代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代

替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。

なお、消火系による原子炉への注水は、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（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失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）の電源を復旧するとともに、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、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し、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。

なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2 Cを優先し緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（低圧注水系）（A）を優先して使用する。

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 2 C又はM／C 2 Dの受電が完了し，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【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，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が確保され，サプレッション・プールの水位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1.4－18図に，タイムチャートを第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）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を状態表示等により確認するとともに，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た後、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た後、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^{※1}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）設定点に維持^{※1}し、発電長に報告する。

※1：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

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保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。中央制御室に設置されている操作盤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：150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当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等1名により実施する。

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緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dを受電し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。なお、常設代替交流電源設備によりM/C 2 C又はM/C 2 Dが受電できない場合は、「1.4.2.2(1) a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。

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は、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）により原子炉へ注水する。

緊急用海水系が使用できない場合は、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）により原子炉へ注水する

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）等により原子炉への注水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、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圧力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※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、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（常設）による残存熔融炉心の冷却については、
「1.4.2.2(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。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量： $130\text{m}^3/\text{h}$ ，ペデスタル（ドライウェル部）注水量： $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（ $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を実施する。しかし，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する。

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1.4-8図，タイムチャートは第1.4-9図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合，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。中央制御室に設置されている操作盤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，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），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※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，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（淡水／海水）については、「1.4.2.2(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。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h，ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m³/h～50m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし、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する。

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1.4－10図、タイムチャートは第1.4－11図と同様である。

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圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170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圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135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。

(添付資料1.4.3)

(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、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレー系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※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、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

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2 (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。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレーの注水に必要な流量（格納容器スプレー流量： $130\text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量： $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）を確保し、原子炉圧力容

器内へ崩壊熱相当量（ $14\text{m}^3/\text{h} \sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を実施する。しかし、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する。

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1.4-12図、タイムチャートは第1.4-13図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保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。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な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：150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、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）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ない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※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，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

消火系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(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。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイの注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量： $130\text{m}^3/\text{h}$ ，ペDESTAL（ドライウェル部）注水量： $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（ $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を実施する。しかし、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する。

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1.4-14図、タイムチャートは第1.4-15図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、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)

(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，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），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ない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※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，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

補給水系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.2(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。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイ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）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし，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する。

なお，手順の対応フローを第1.4-4図に示す。概要図は第1.4-16図，タイムチャートは第1.4-17図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合，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)

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。

原子炉圧力容器が破損し、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残存溶融炉心の冷却ができない場合は、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は、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は、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、消火系による残存溶融炉心の冷却は、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。

1.4.2.3 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「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.2(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）」、「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.4.2.2(1) a. (d) 消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(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（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

全交流動力電源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（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧するとともに、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、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し、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。

なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2 Cを優先し緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）を優先して使用する。

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 2 C又はM/C 2 Dの

受電が完了し、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

【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、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が確保され、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

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1.4-20図に、タイムチャートを第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運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。

③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。

④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とともに、冷却水が確保されていることを確認する。

⑤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。

⑥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。

- ⑦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。
- ⑧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。
- ⑨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。
- ⑩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。
- ⑪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。
- ⑫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。
- ⑬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。
- ⑭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。
- ⑮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。
- ⑯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。
- ⑰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。

⑱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。

⑲運転員等は中央制御室にて、原子炉除熱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

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保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。

なお、残留熱除去系の起動に必要な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：150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緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dを受電

し、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）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、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。なお、常設代替交流電源設備によりM/C 2 C又はM/C 2 Dが受電できない場合は、「1.4.2.2(1) a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。

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は、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は、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）等により原子炉への注水を並行して実施する。

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及び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（1／25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）

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）による原子炉注水	主要設備	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 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	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	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ 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。

□：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（2／25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）

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）	—	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備	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Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	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	重大事故等対処設備	
				低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 非常用交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ 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。

■：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（3／25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）

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（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	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） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 非常用交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ 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。
■：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（4／25）

（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）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	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 （微候ベース） 「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（C）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。

□：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（5／25）

（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）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	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	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（C）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）	

※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。

■：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（6／25）

（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	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				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（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 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	
				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。

□：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（7／25）

（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	残留熱除去系ポンプ（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） 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
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ※ ¹	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（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 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	
				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。

■：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（8／25）

（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	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系） 低圧炉心スプレー系ポンプ	消火系による原子炉注水	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	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	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	
				残留熱除去系（B）配管・弁 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	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。
 ■：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（9／25）

（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	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系） 低圧炉心スプレー系ポンプ	補給水系による原子炉注水	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	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	
				残留熱除去系（B）配管・弁 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	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。
■：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（10／25）

（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	外部電源系及び非常用 ディーゼル発電機（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） の復旧後の原子炉注水①	主要設備	サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※ ¹	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（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	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 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	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。
■：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（11／25）

（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	外部電源系及び非常用 ディーゼル発電機（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） の復旧後の原子炉注水②	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（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	
				可搬型代替注水大型ポンプ※ ¹	自主対策設備	
			関連設備	原子炉圧力容器 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	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。

■：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（12／25）

（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
溶融炉心が原子炉圧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（C）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。
□：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（13／25）

（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（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（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・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。
□：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（14／25）

（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
溶融炉心が原子炉圧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①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※ ¹	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
				残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	重大事故等 対処設備 （設計基準 拡張）	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレート 原子炉圧力容器 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	
				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。

■：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（15／25）

（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
溶融炉心が原子炉圧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②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） 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Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※ ¹	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（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 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	
				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。

■：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（16／25）

（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
溶融炉心が原子炉圧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	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	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	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁 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	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。
□：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（17／25）

（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	—	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	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	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	
				残留熱除去系（B）配管・弁 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	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。
■：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（18／25）

（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）ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	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（C）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。

□：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（19／25）

（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）ポンプ	低圧代替注 水系（可搬型） による原子 炉注水	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	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（C）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）	

※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。
☐：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（20／25）

（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）ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※ ¹	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	
				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（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 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	
				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。

■：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（21／25）

（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）ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） 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Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ※ ¹	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（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 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	
				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。
 ■：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（22／25）

（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）ポンプ	消火系による原子炉注水	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	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	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	
				残留熱除去系（B）配管・弁 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	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。
■：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（23／25）

（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）ポンプ	補給水系による原子炉注水	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	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	
				残留熱除去系（B）配管・弁 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	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。

□：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（24／25）

（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	外部電源系及び非常用 ディーゼル発電機（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）の復旧後の原子炉除熱①	主要設備	緊急用海水ポンプ※ ¹	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（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	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 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 再循環系配管・弁	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。

■：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（25／25）

（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	外部電源系及び非常用 ディーゼル発電機（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） の復旧後の原子炉除熱②	主 要 設 備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポ ンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	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） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※ ¹	自 主 対 策 設 備	
			関 連 設 備	原子炉圧力容器 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 再循環系配管・弁	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。
■：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 (1/15)

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 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
		給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		補機監視機能 タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 サプレッション・プール水位※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 (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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/15)

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 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
		原子炉压力容器への注水量 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		補機監視機能 タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 サプレッション・プール水位※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 (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：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/15)

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 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
	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

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/15)

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)
1.4.2.2 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 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		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 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		格納容器内の圧力 ドライウェル圧力※1 サブプレッション・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 (S A) ※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

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/15)

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)
1.4.2.2 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) による原子炉注水 (淡水/海水)	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
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		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 (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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/15)

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）	
1.4.2.2 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
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※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（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	代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。
 ※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/15)

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）	
1.4.2.2 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
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		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

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。
 ※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/15)

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)
1.4.2.2 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) 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 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		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 (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 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：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。
 ※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (9/15)

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)
1.4.2.2 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（低圧注水系）復旧後の原子炉注水	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（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力線 1 号電圧 M/C 2 C 電圧※3 P/C 2 C 電圧※3 M/C 2 D 電圧※3 P/C 2 D 電圧※3 緊急用M/C 電圧※3 緊急用P/C 電圧※3
		最終ヒートシンクの確保 緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		水源の確保 サブプレッション・プール水位※1
	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（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA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（SA）※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 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：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (10/15)

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)
1.4.2.2 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 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA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 (SA) ※1
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※1 サブプレッション・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
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 ※1 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		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 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA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 (SA) ※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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (11/15)

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)
1.4.2.2 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		
(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
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※ ¹ サブプレッション・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
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (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 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※ ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※ ¹
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		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 (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：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (12/15)

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)
1.4.2.2 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		
(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
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※1 サブプレッション・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
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (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 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 サブプレッション・プール水位 ※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 (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 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※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 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (13/15)

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)
1.4.2.2 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		
(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却	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
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※1 サブプレッション・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
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (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 低圧炉心スプレー系系統流量 ※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		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 (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 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：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (14/15)

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)
1.4.2.2 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		
(e) 補給水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 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA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 (SA) ※1
		格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 ※1 サブプレッション・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
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 ※1 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		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 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA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 (SA) ※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (15/15)

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)
1.4.2.3 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（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	判断基準	原子炉压力容器内の圧力
		原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力（SA） ^{※1}
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力線 1 号電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 緊急用M/C 電圧 ^{※3} 緊急用P/C 電圧 ^{※3}
	操作	最終ヒートシンクの確保
		緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器） ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1}
		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}

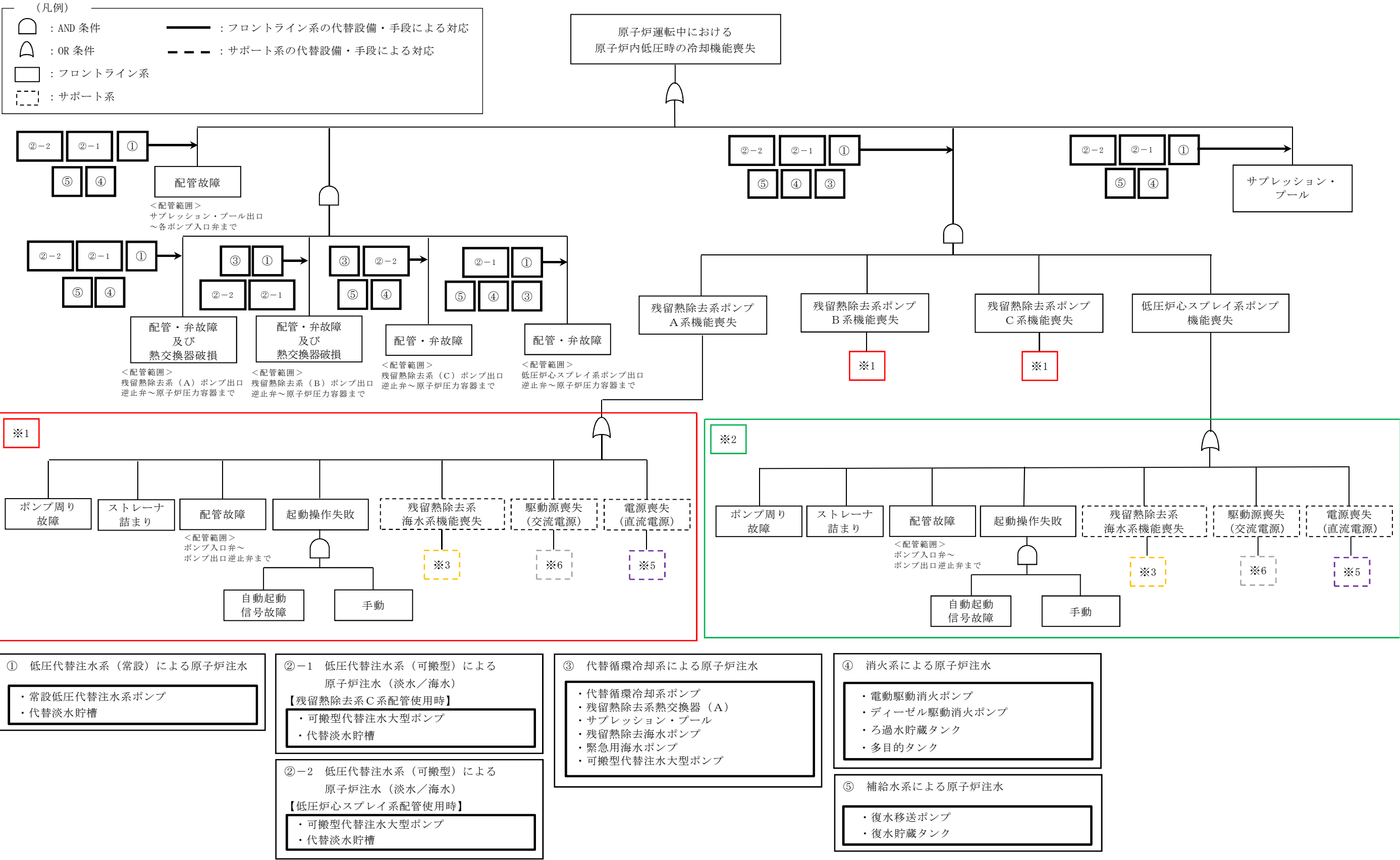
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

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

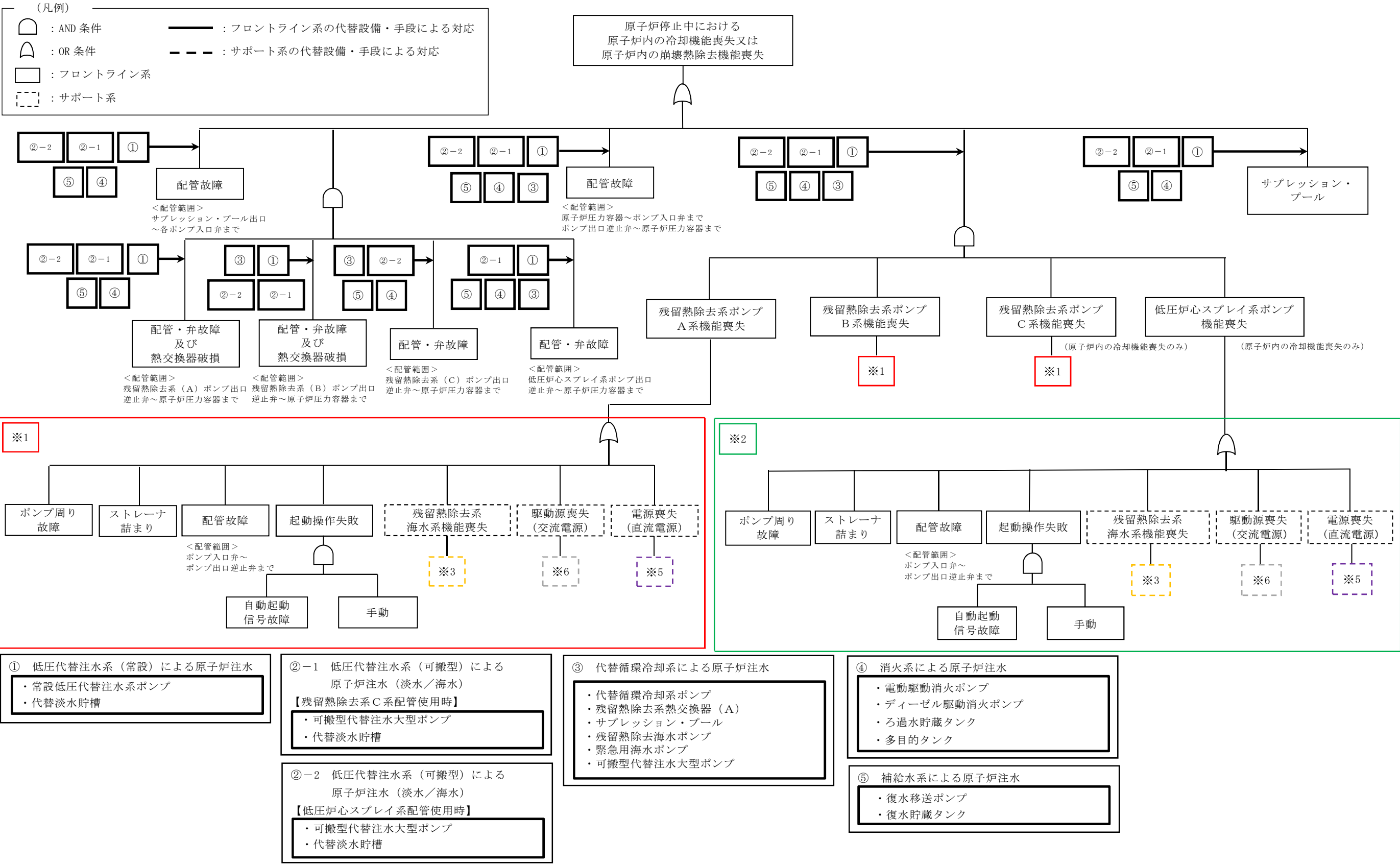
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用 P / C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	低圧炉心スプレイ系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M C C 2 C 系
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M / C 2 C M / C 2 D
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用 M C C M C C 2 C 系 M C C 2 D 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 M C C
	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 2 A 120V / 240V 計装用主母線盤 2 B 直流 125V 主母線盤 2 A 直流 125V 主母線盤 2 B 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、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。

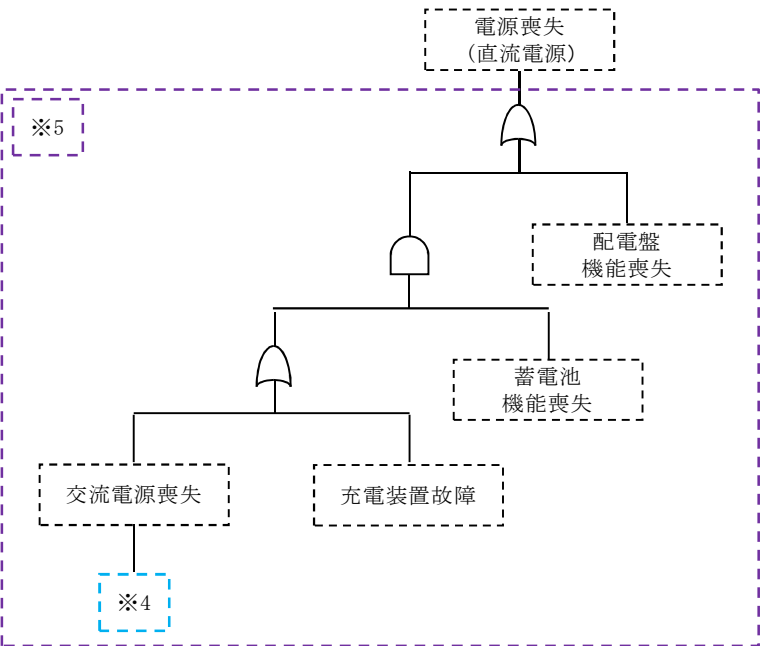
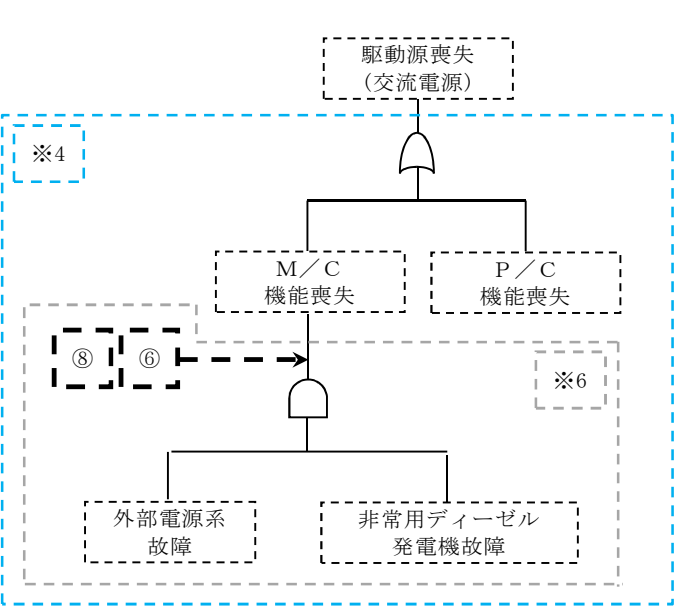
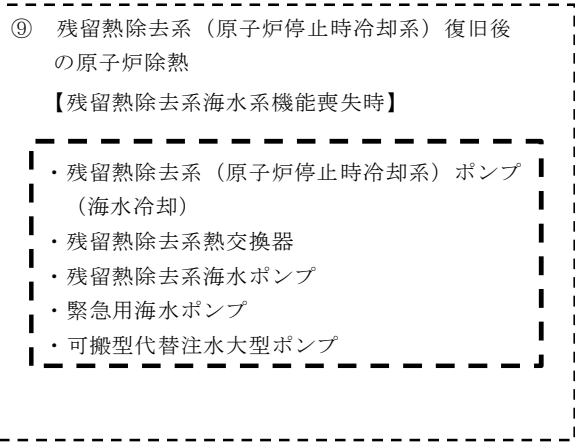
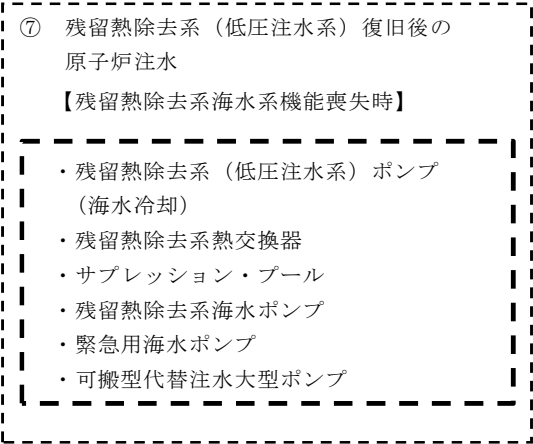
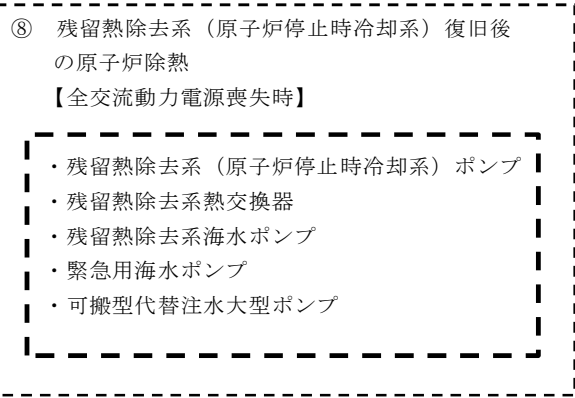
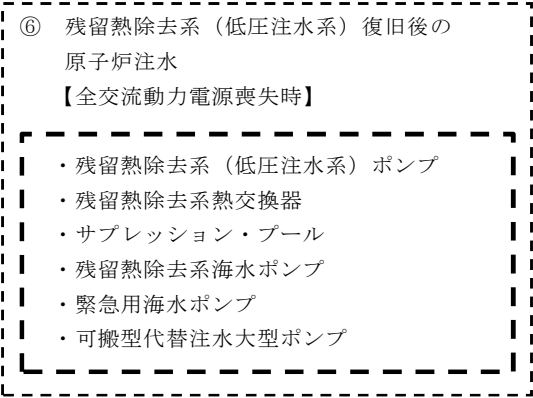
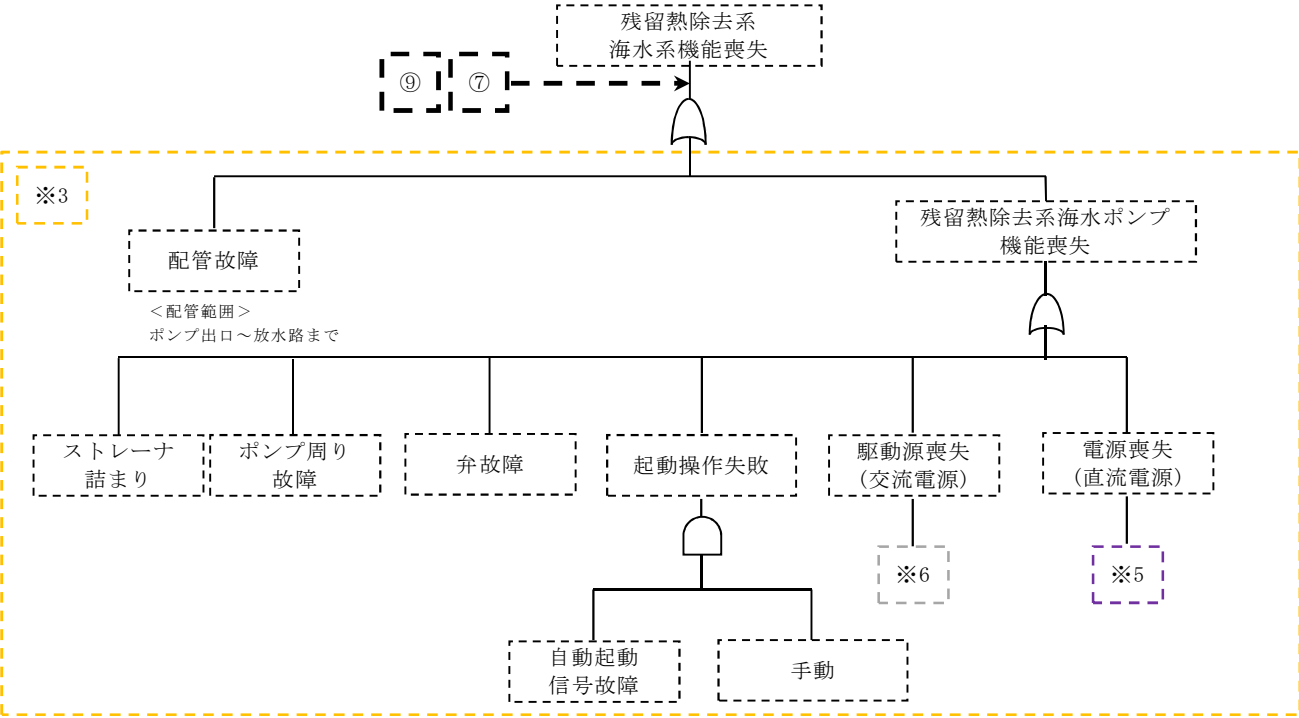
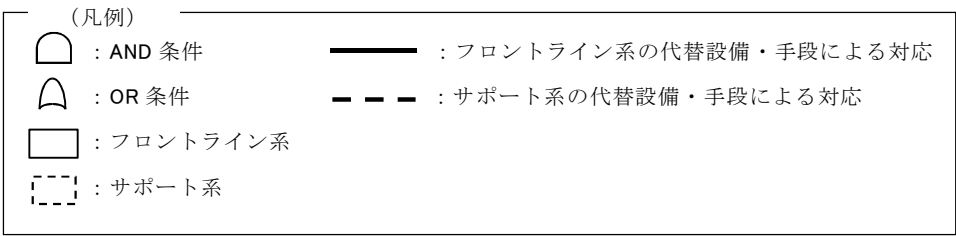
注2：残留熱除去系（C）については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)



注1：低圧炉心スプレイ系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。
注2：残留熱除去系（C）については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4－1 図 機能喪失原因対策分析（2／3）

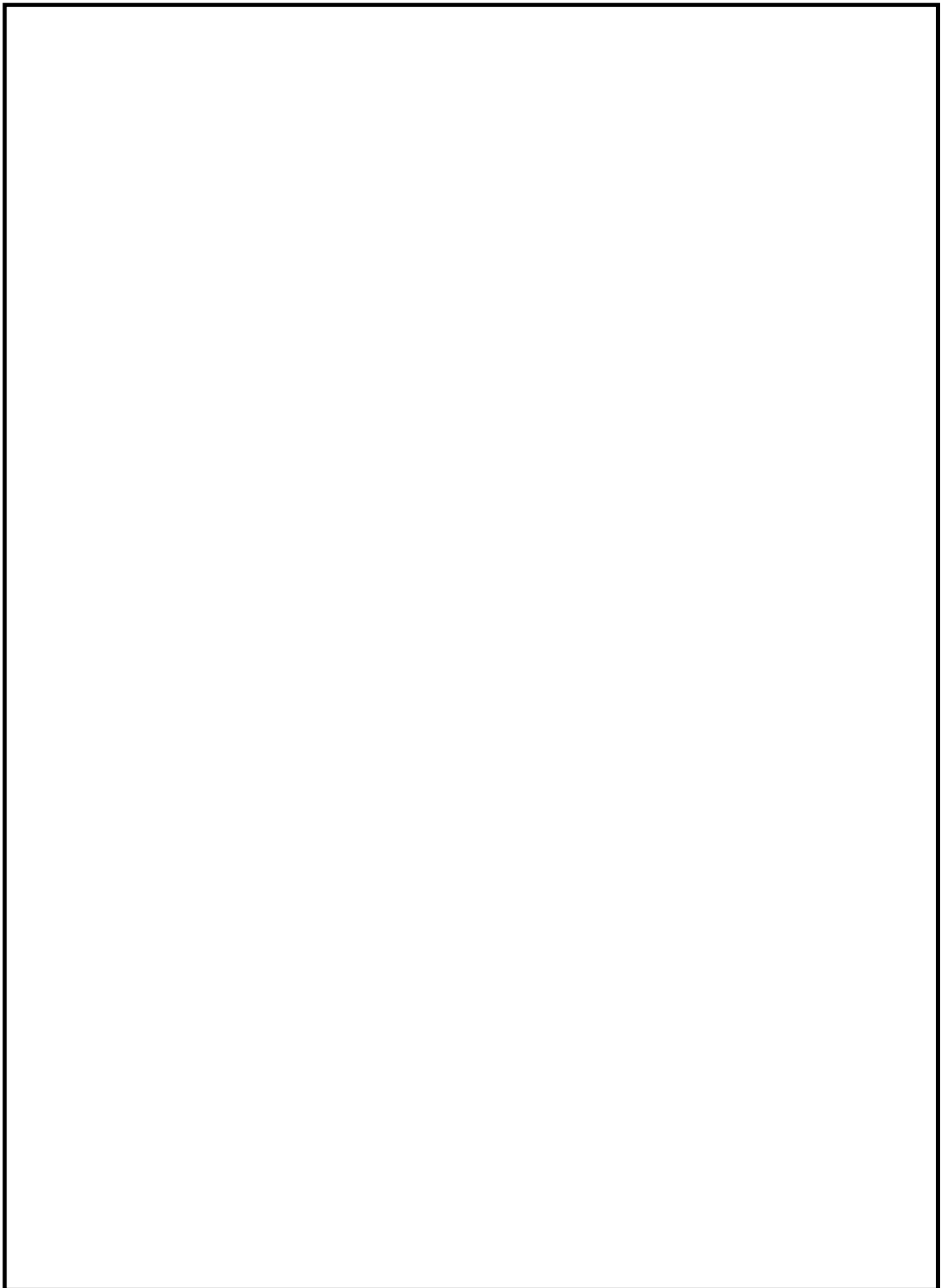


注1：低圧炉心スプレイ系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。

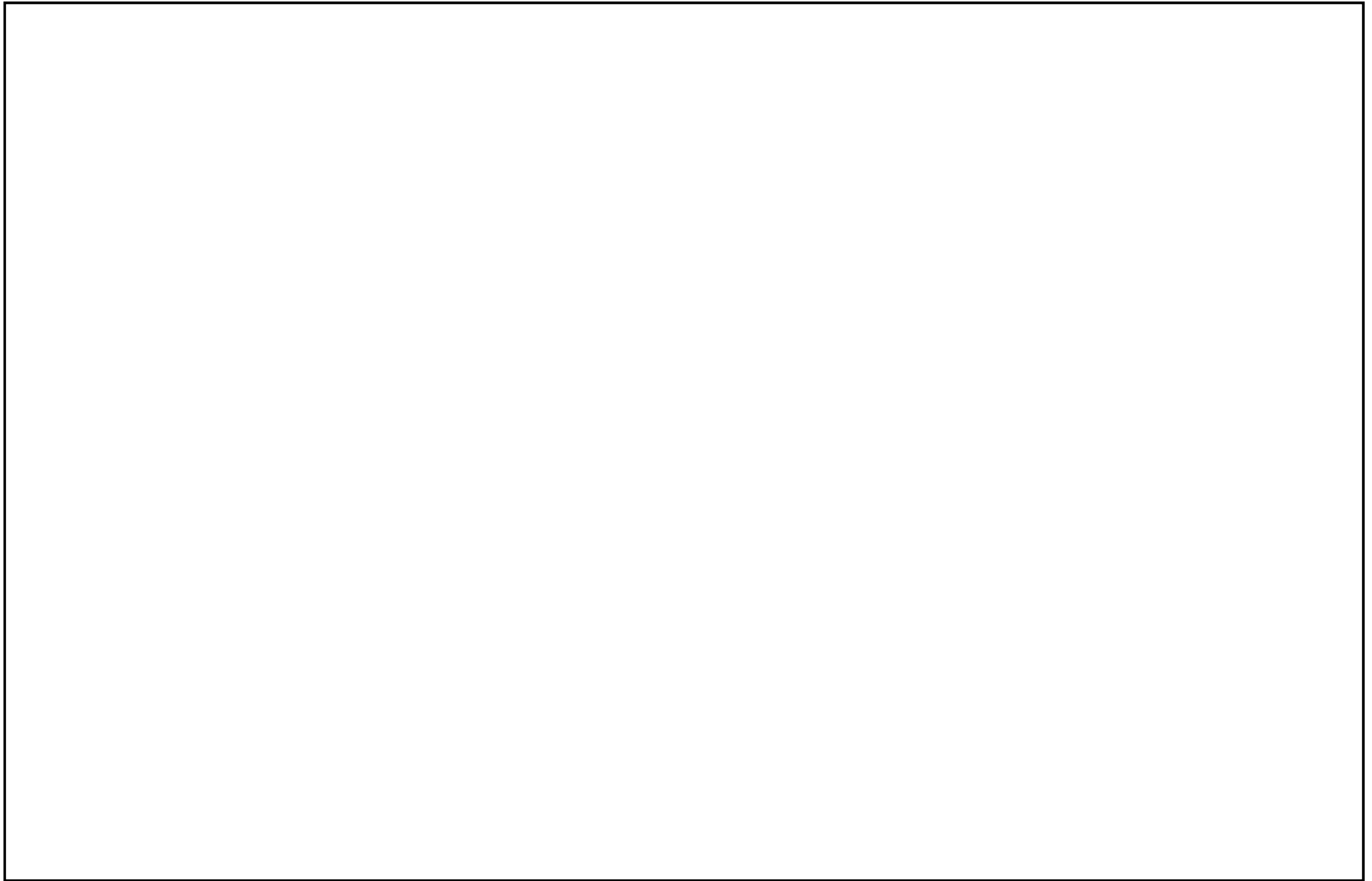
注2：残留熱除去系（C）については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

注3：残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系ポンプを冷却する手段として海水を確保する。

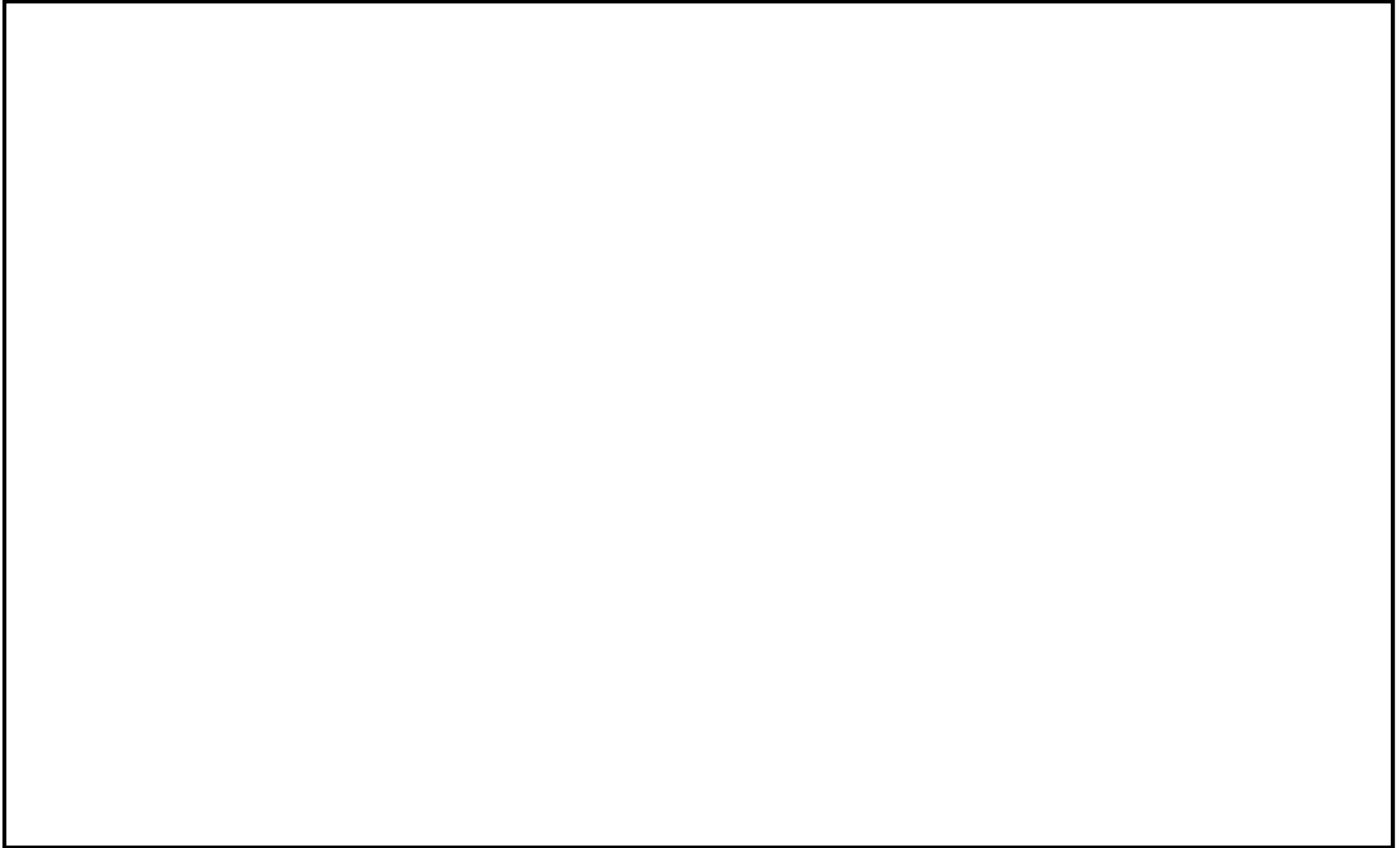
第 1.4－1 図 機能喪失原因対策分析（3／3）



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

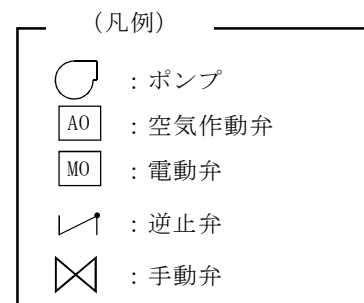


第1.4-3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）不測事態 「水位回復」における対応フロー



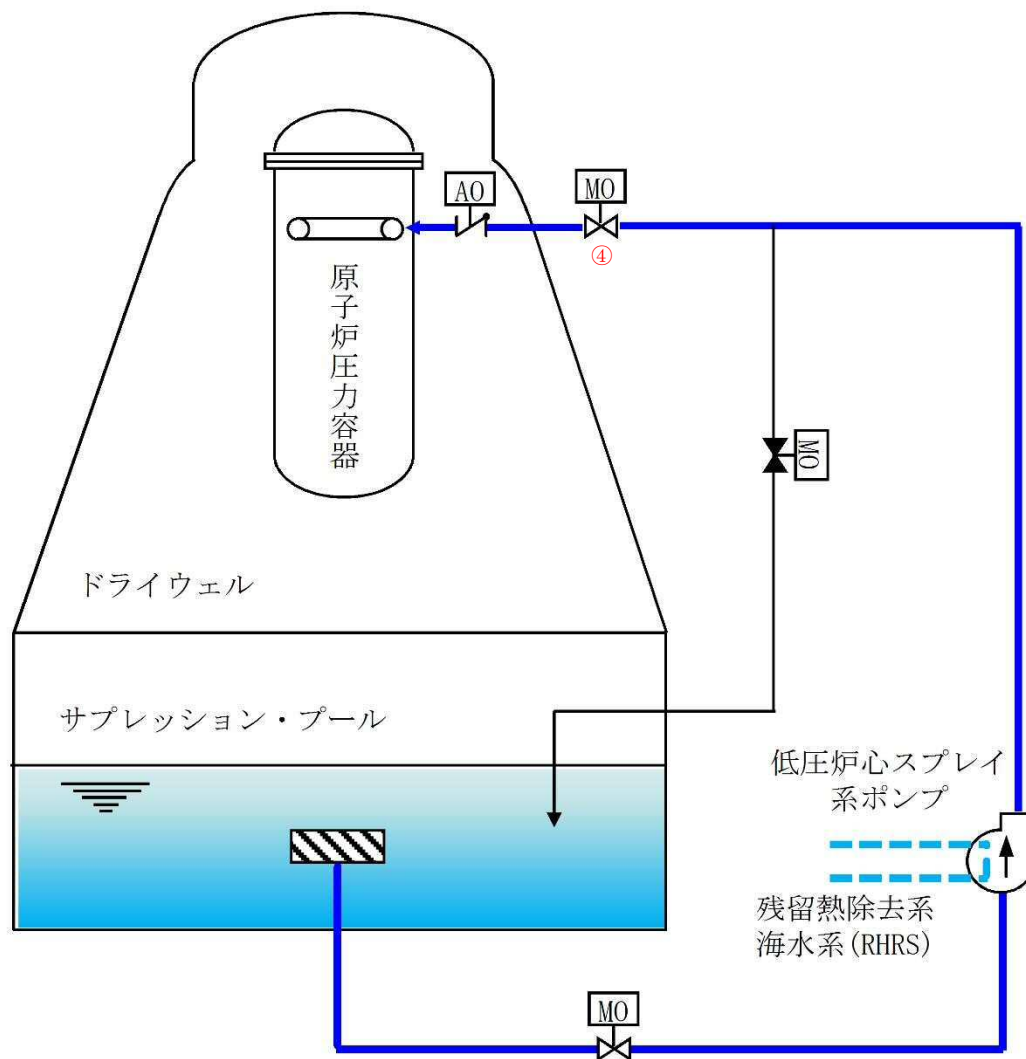
第1.4-4図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-4」における対応フロー

1.4-102



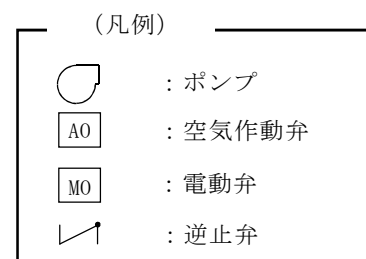
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

106

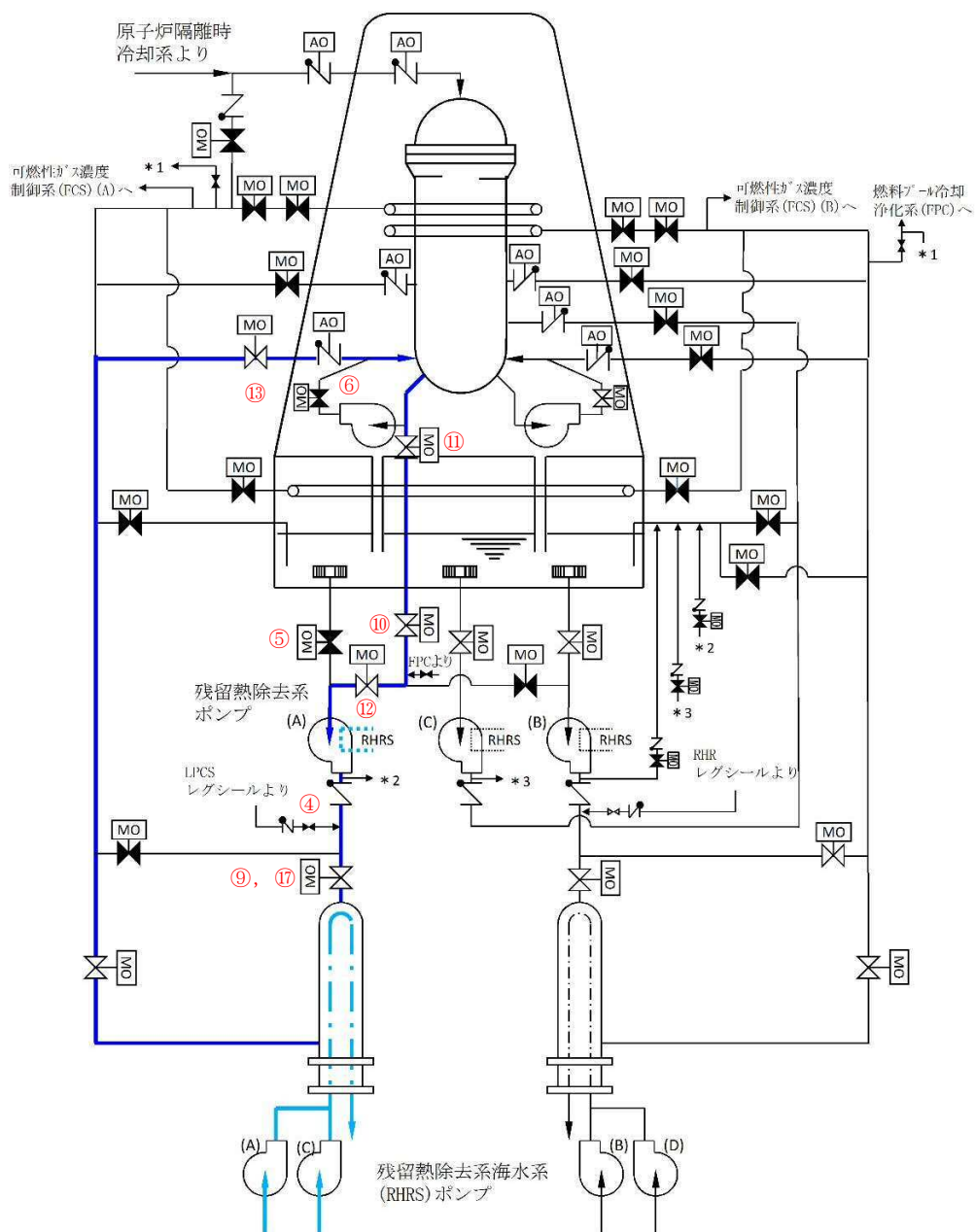


操作手順	弁名称
④	低圧炉心スプレイ系注入弁

記載例 ④ : 操作手順番号を示す。

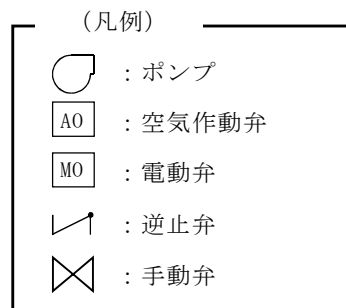


第1.4-6図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図

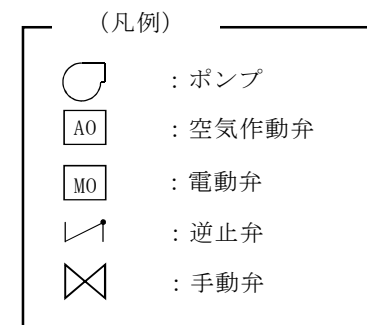
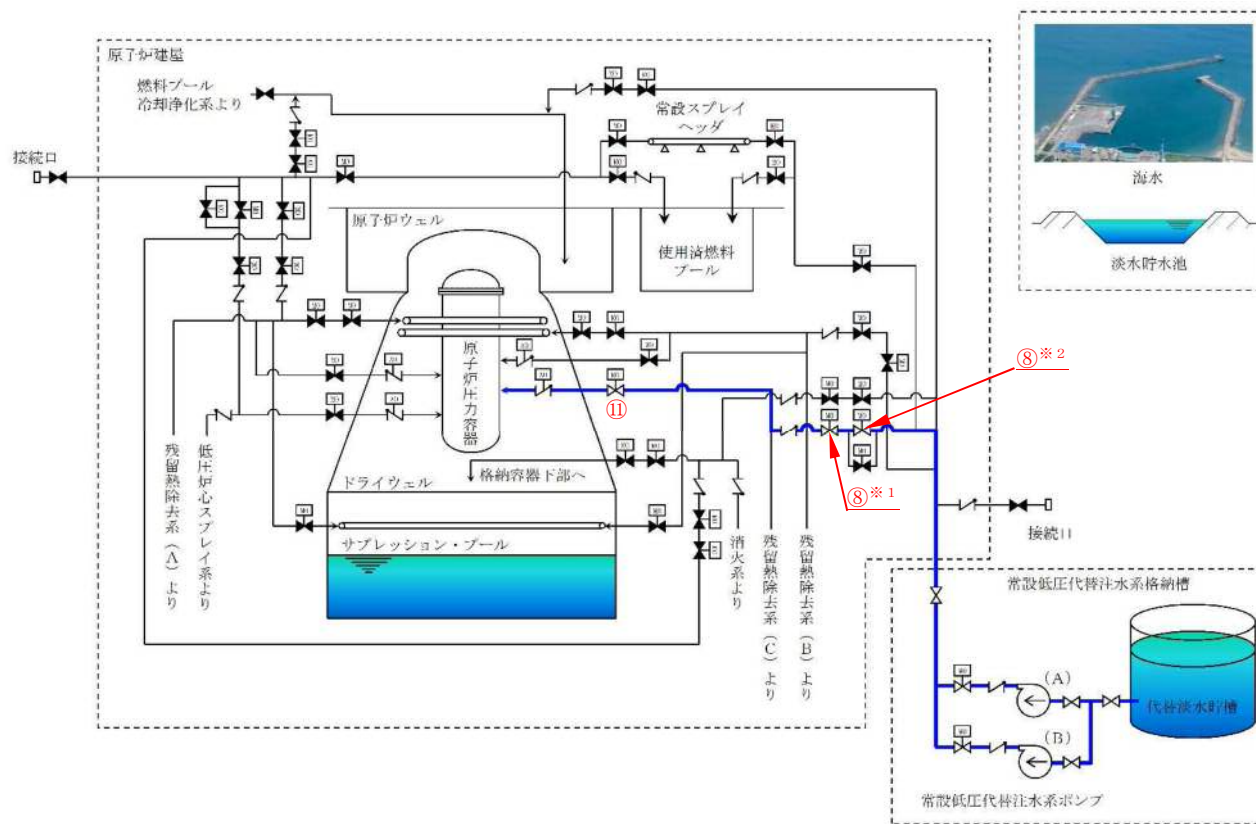


操作手順	弁名称
④	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
⑤	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
⑥	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑨, ⑰	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑩	残留熱除去系外側隔離弁
⑪	残留熱除去系内側隔離弁
⑫	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑬	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。



第1.4-7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



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
⑪	残留熱除去系注入弁 (C)

記載例 ⑪ : 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。

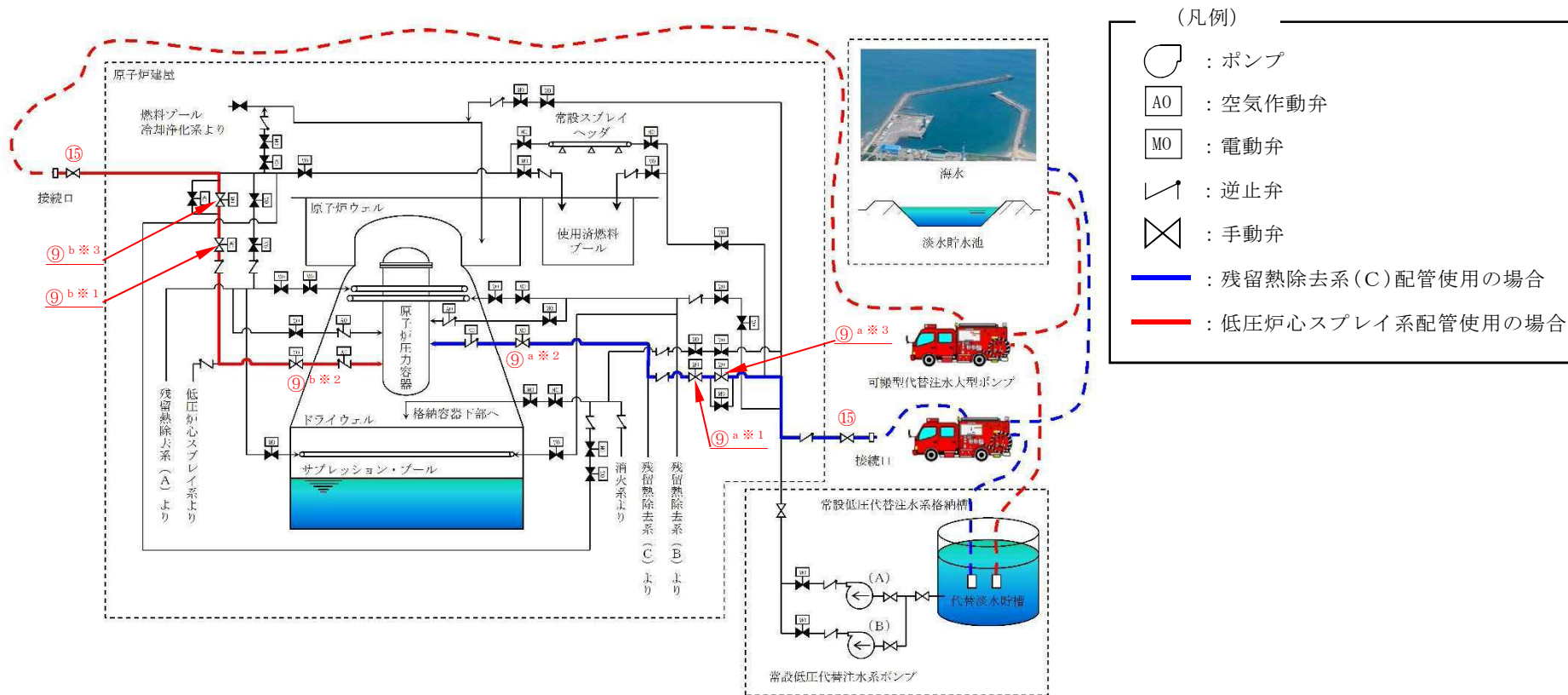
第1.4-8図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 概要図

		経過時間（分）									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 9分									
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	運転員等※1 （中央制御室）	2				必要な負荷の電源切替操作					
						原子炉冷却材浄化系統込水の閉操作（※2）					
						系統構成、注水開始操作					

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は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1.4－9図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 タイムチャート



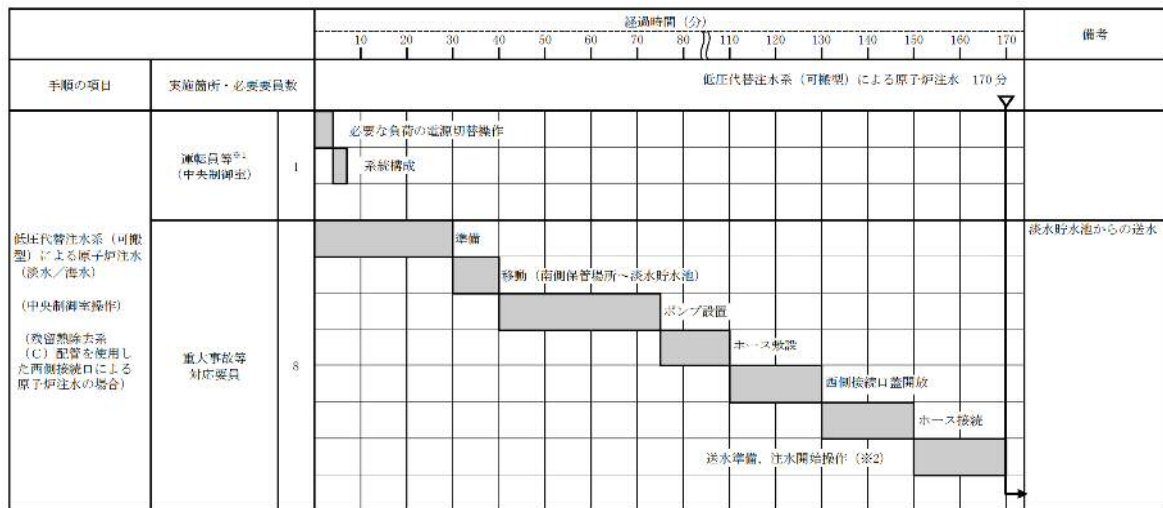
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨ a ※ 1, b ※ 1	原子炉注水弁	⑨ a ※ 3, b ※ 3	原子炉压力容器注水流量調整弁
⑨ a ※ 2	残留熱除去系注入弁 (C)	⑮	西側接続口又は東側接続口の弁
⑨ b ※ 2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

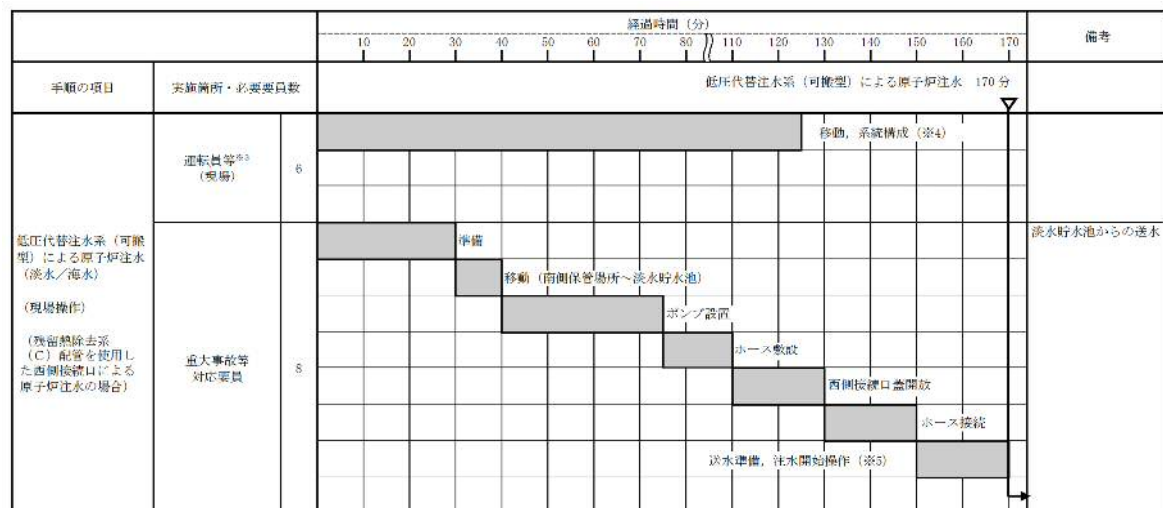
a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

※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1.4-10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

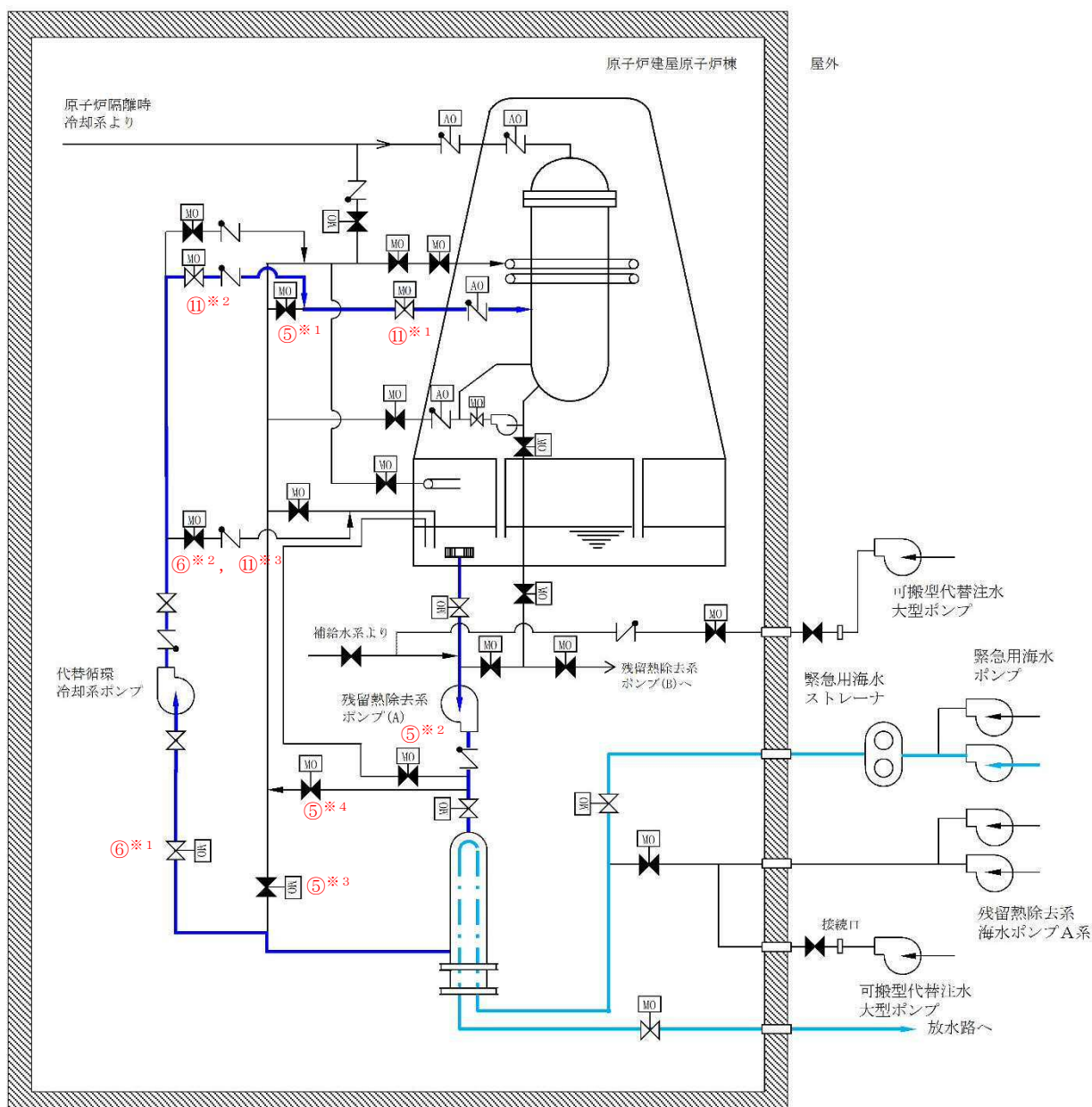


- ※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は170分以内と想定する。
- ※2：低圧炉心スプレー系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで135分以内と想定する。



- ※3：当直運転員3名及び重大事故等対応要員（運転操作対応）3名にて実施する。
- ※4：低圧炉心スプレー系配管を使用した東側接続口への送水の場合、移動、系統構成は70分以内と想定する。
- ※5：低圧炉心スプレー系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで135分以内と想定する。

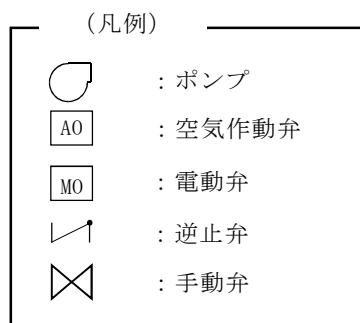
第1.4－11図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）タイムチャート



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※1	代替循環冷却系入口弁
⑥※2	代替循環冷却系テストライン弁
⑪※1	残留熱除去系注入弁（A）
⑪※2	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁
⑪※3	代替循環冷却系テストライン弁

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。

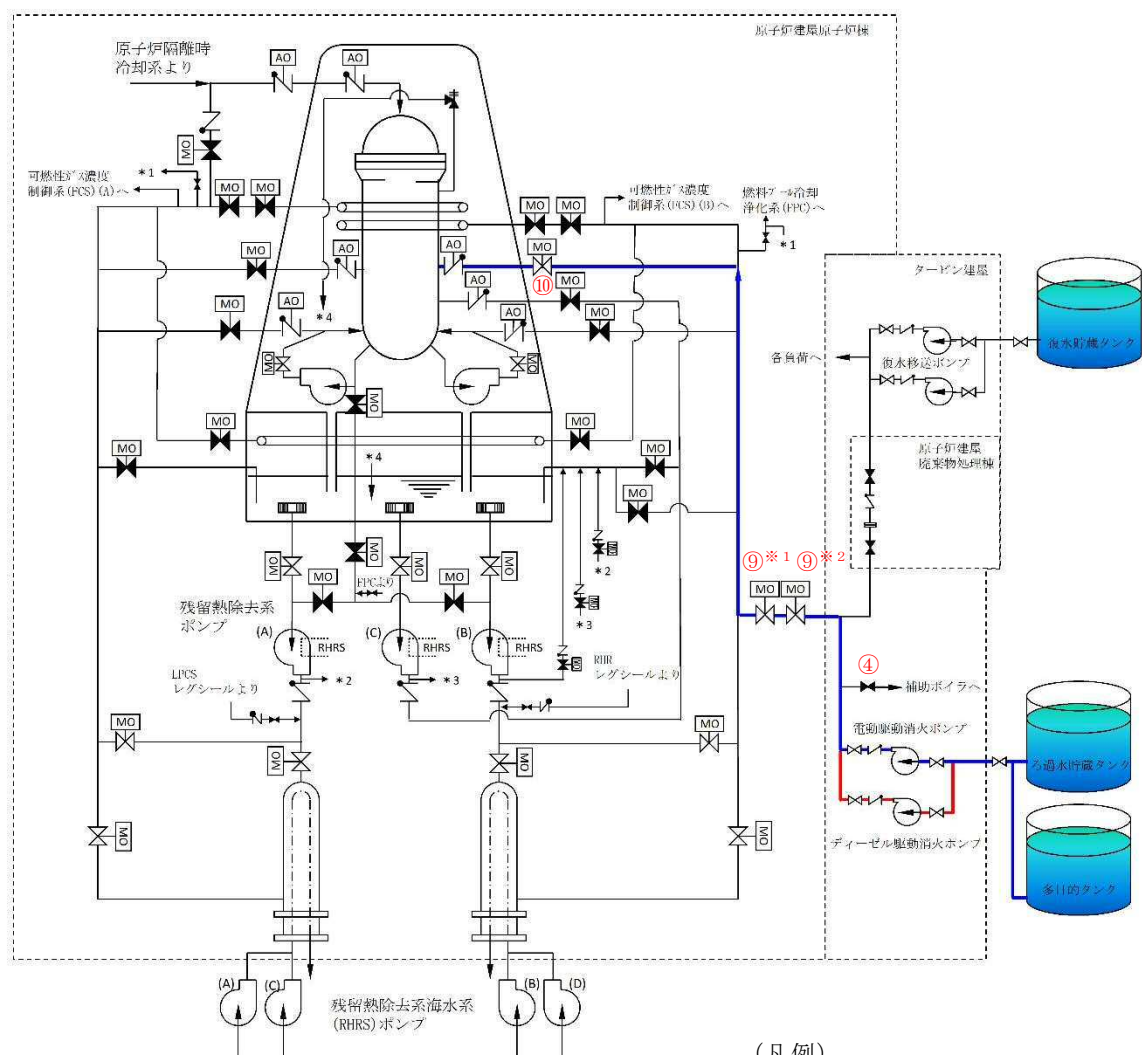


第1.4-12図 代替循環冷却系による原子炉注水 概要図

			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	運転員等※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当直要員の体制における代替循環冷却系による原子炉注水は35分以内と想定する。

第1.4－13図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート



(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

操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑨※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)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

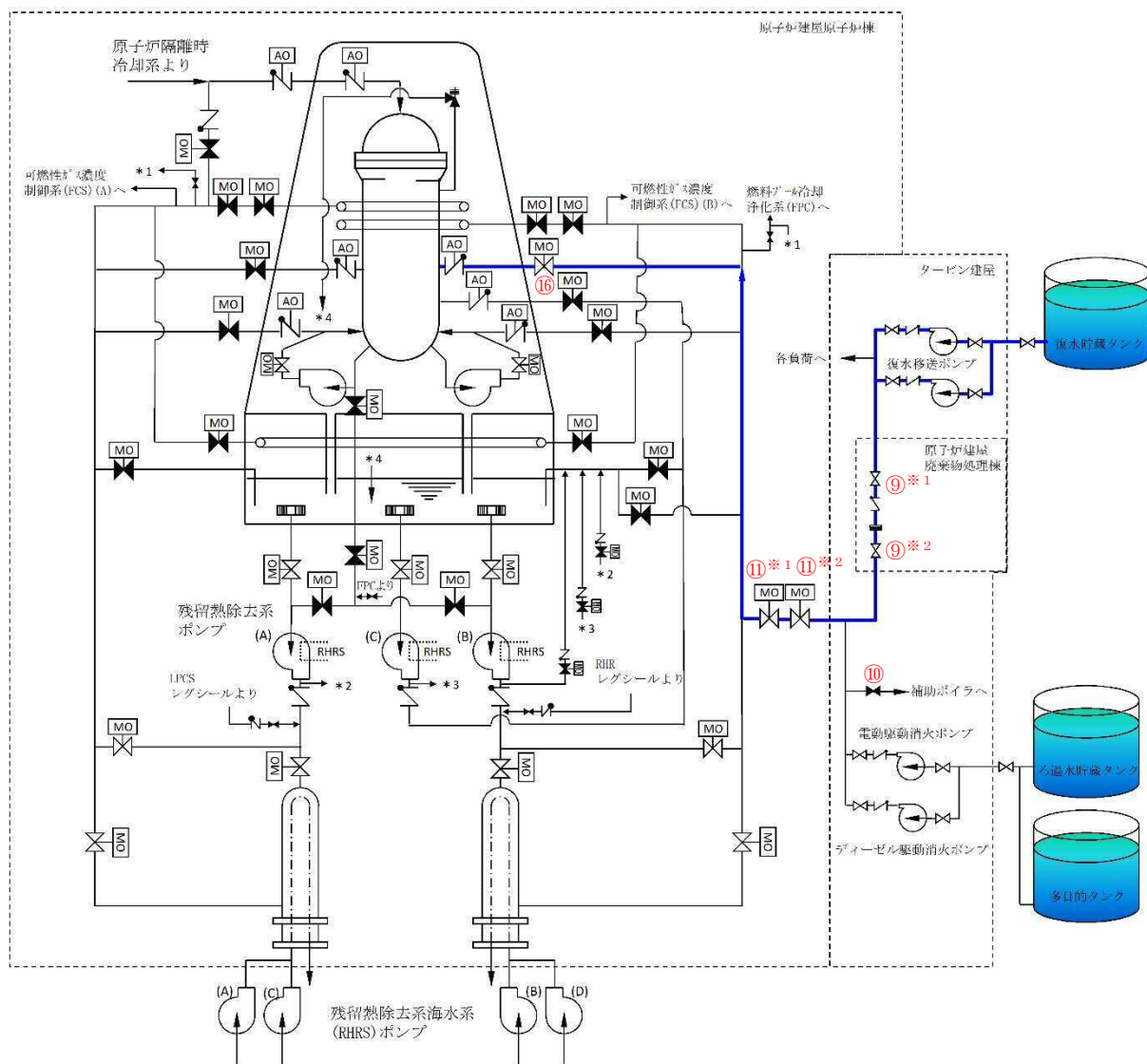
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-14図 消火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		
手順の項目	実施箇所・必要要員数		消火系による原子炉注水 50分										
消火系による原子炉注水	運転員等 ^{※1} (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作										
	運転員等 (現場)	2					移動、系統構成						

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における消火系による原子炉注水は50分以内と想定する。

第1.4－15図 消火系による原子炉注水 タイムチャート



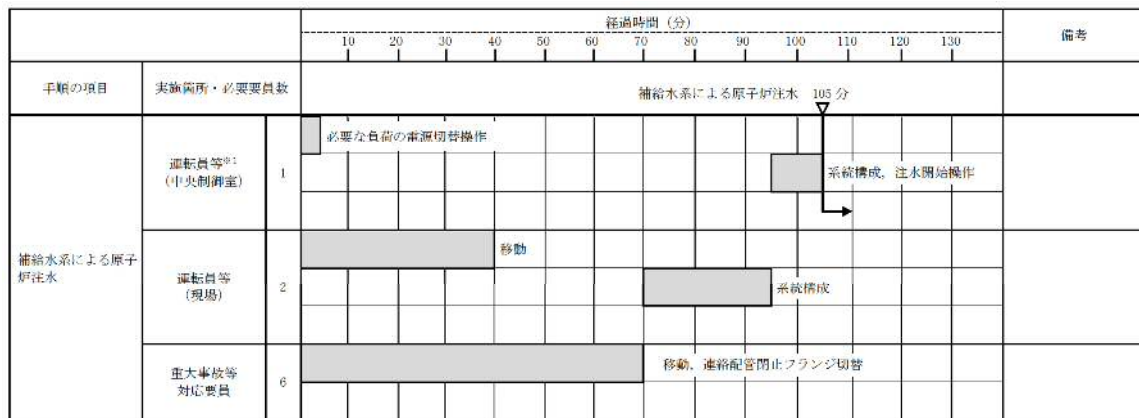
操作手順	弁名称
⑨※1, ※2	補給水系－消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1, ※2	残留熱除去系（B）消火系ライン弁
⑬	残留熱除去系注入弁（B）

(凡例)	
	: ポンプ
	: 空気作動弁
	: 電動弁
	: 逆止弁
	: 手動弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

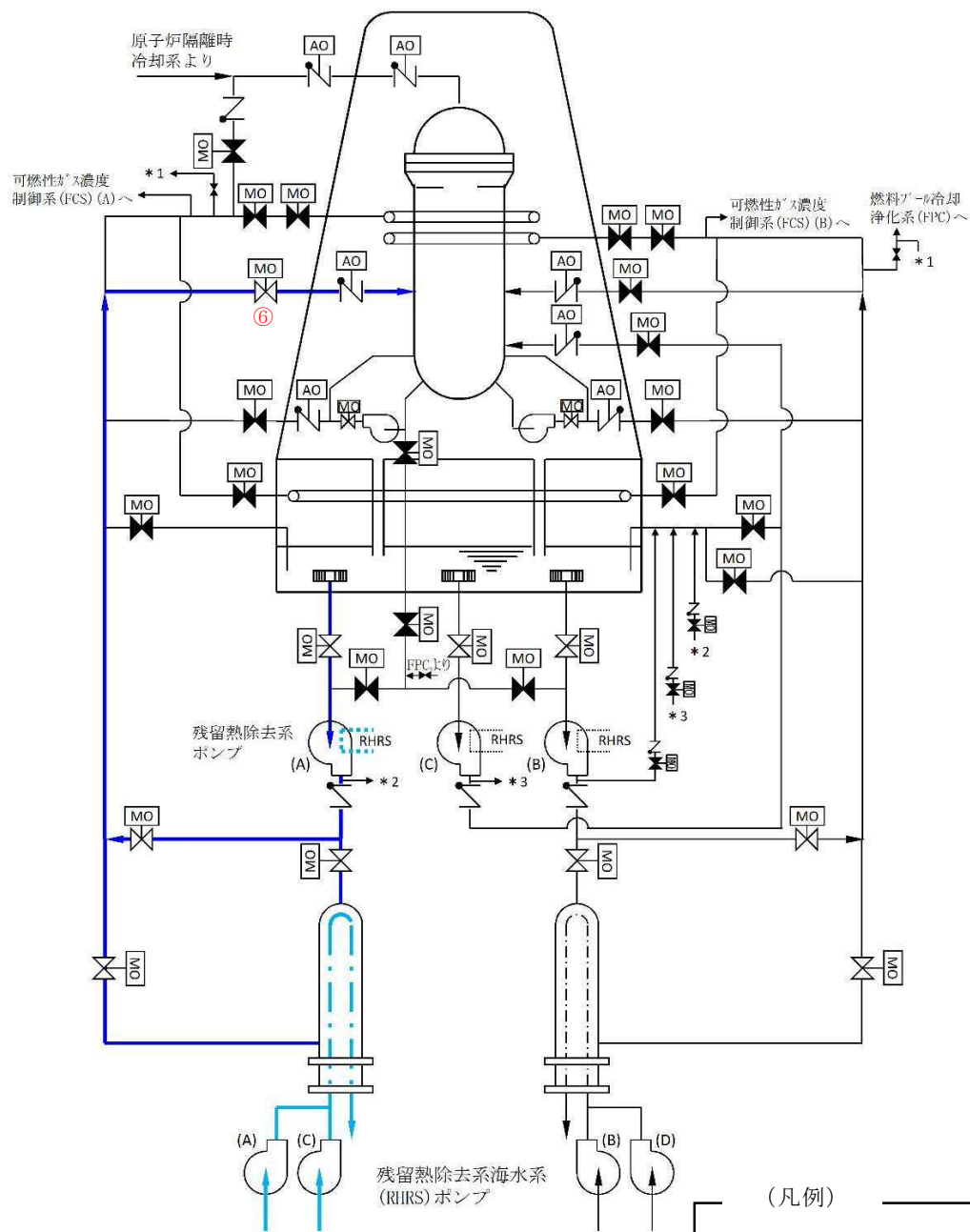
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-16図 補給水系による原子炉注水 概要図



※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は105分以内と想定する。

第1.4－17図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート



(凡例)

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

操作手順	弁名称
⑥	残留熱除去系注入弁 (A)

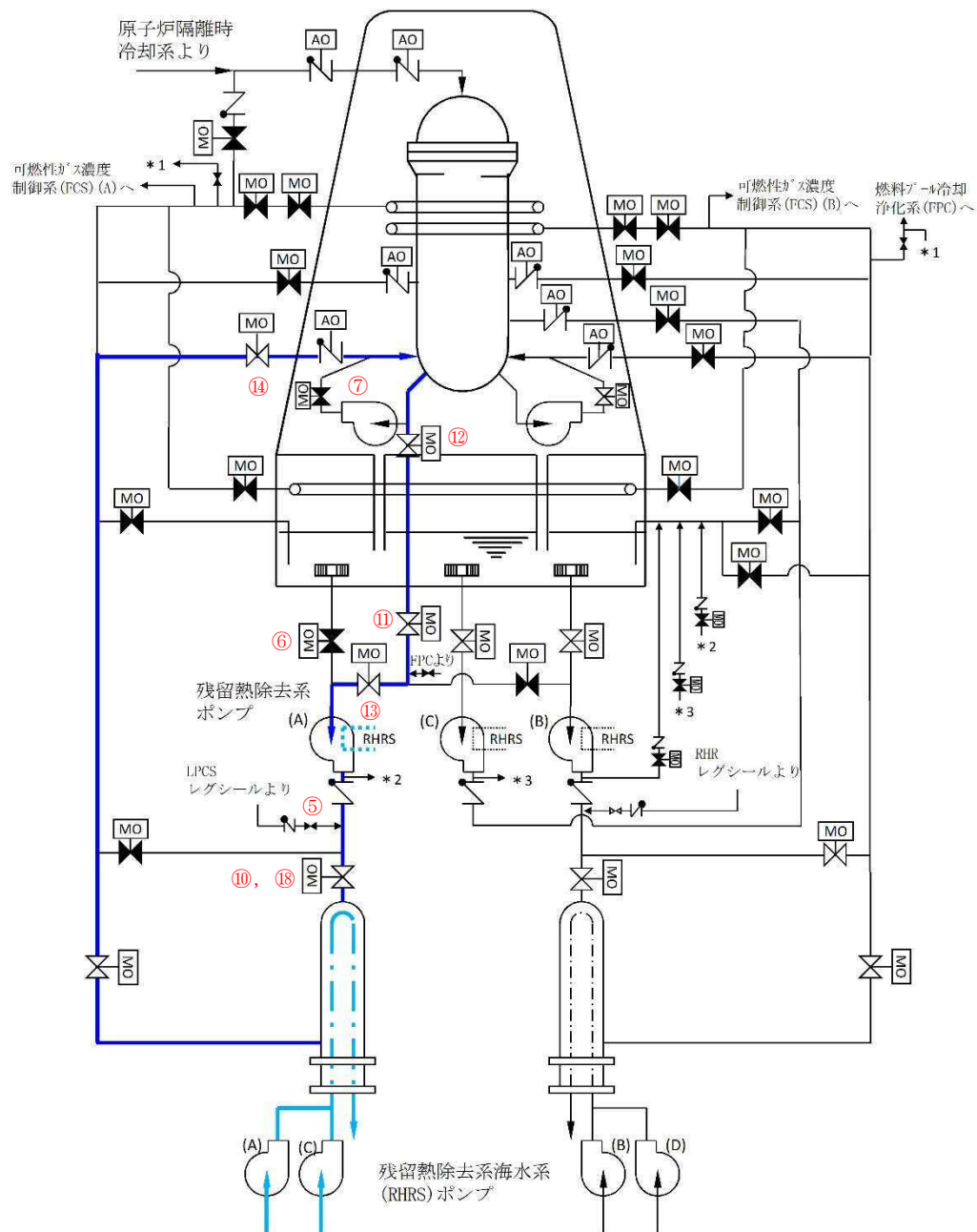
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-18図 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 概要図

		経過時間（分）									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 6分									
残留熱除去系（低圧注水系） 復旧後の原子炉注水	運転員等※1 （中央制御室）	1					残留熱除去系海水系復旧				残留熱除去系ポンプ（A）に よる原子炉注水※2
							系統構成、注水開始操作				

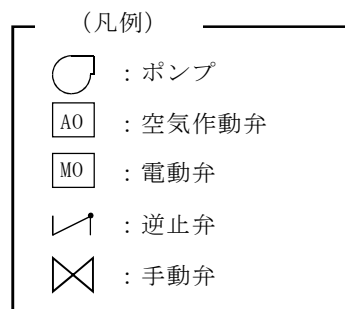
※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は6分以内と想定する。
 ※2：残留熱除去系ポンプ（B）又は残留熱除去系ポンプ（C）による電源復旧後の原子炉注水開始まで6分以内と想定する。

第1.4－19図 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 タイムチャート



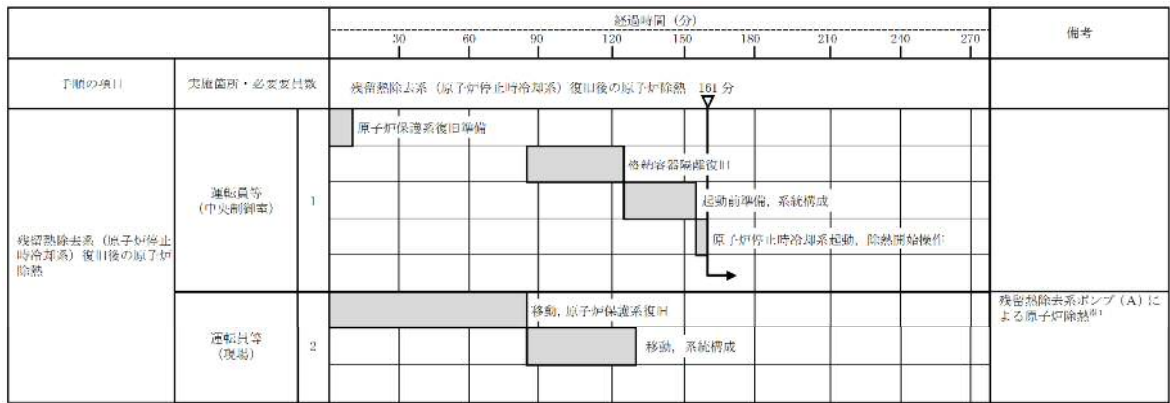
操作手順	弁名称
⑤	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
⑥	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
⑦	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑩, ⑬	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑪	残留熱除去系外側隔離弁
⑫	残留熱除去系内側隔離弁
⑬	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑭	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。



第1.4-20図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱 概

要図

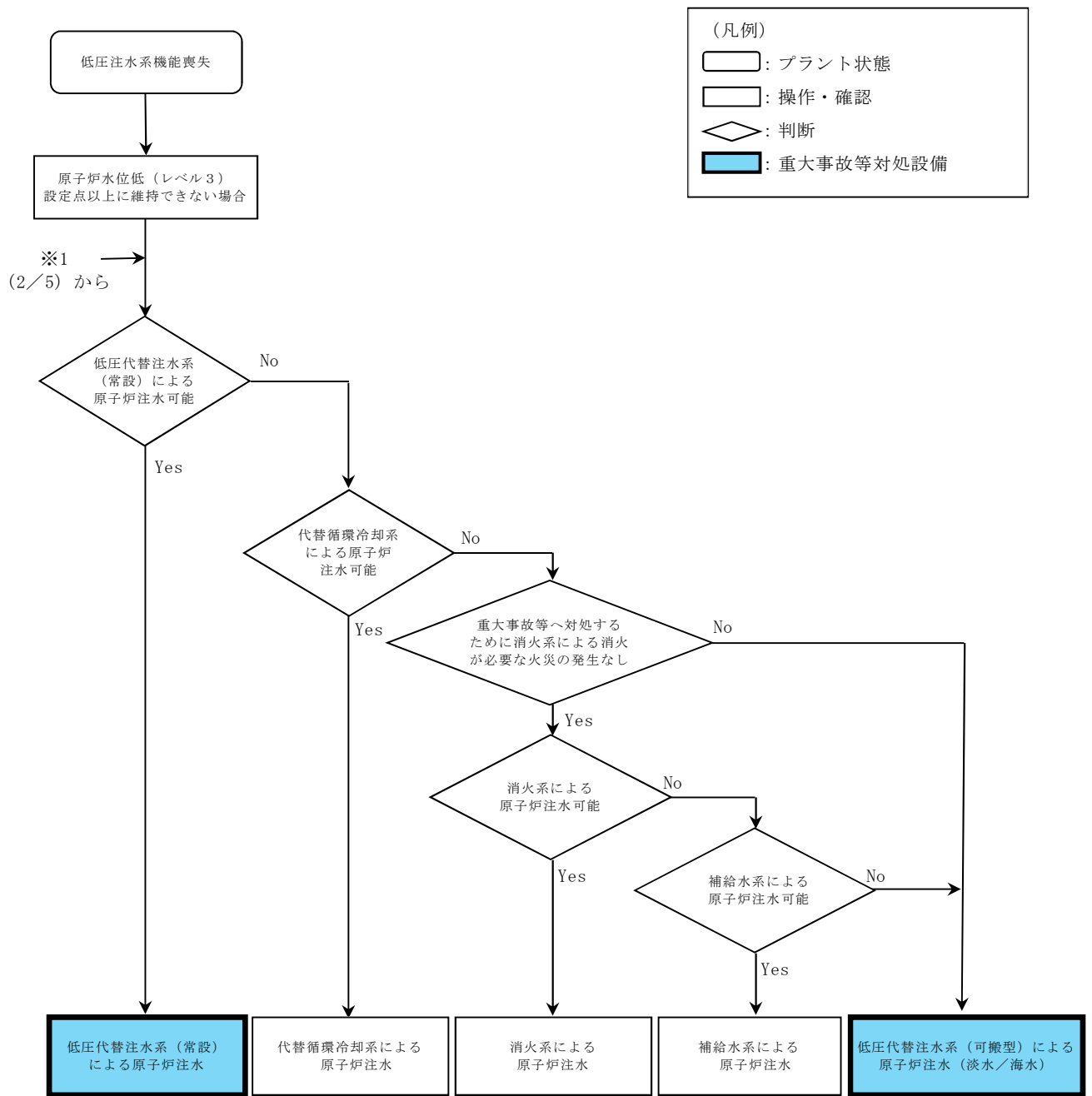


※1：残留熱除去系ポンプ（B）による電源復旧後の原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

第1.4－21図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 タイムチャート

原子炉運転中における対応手順

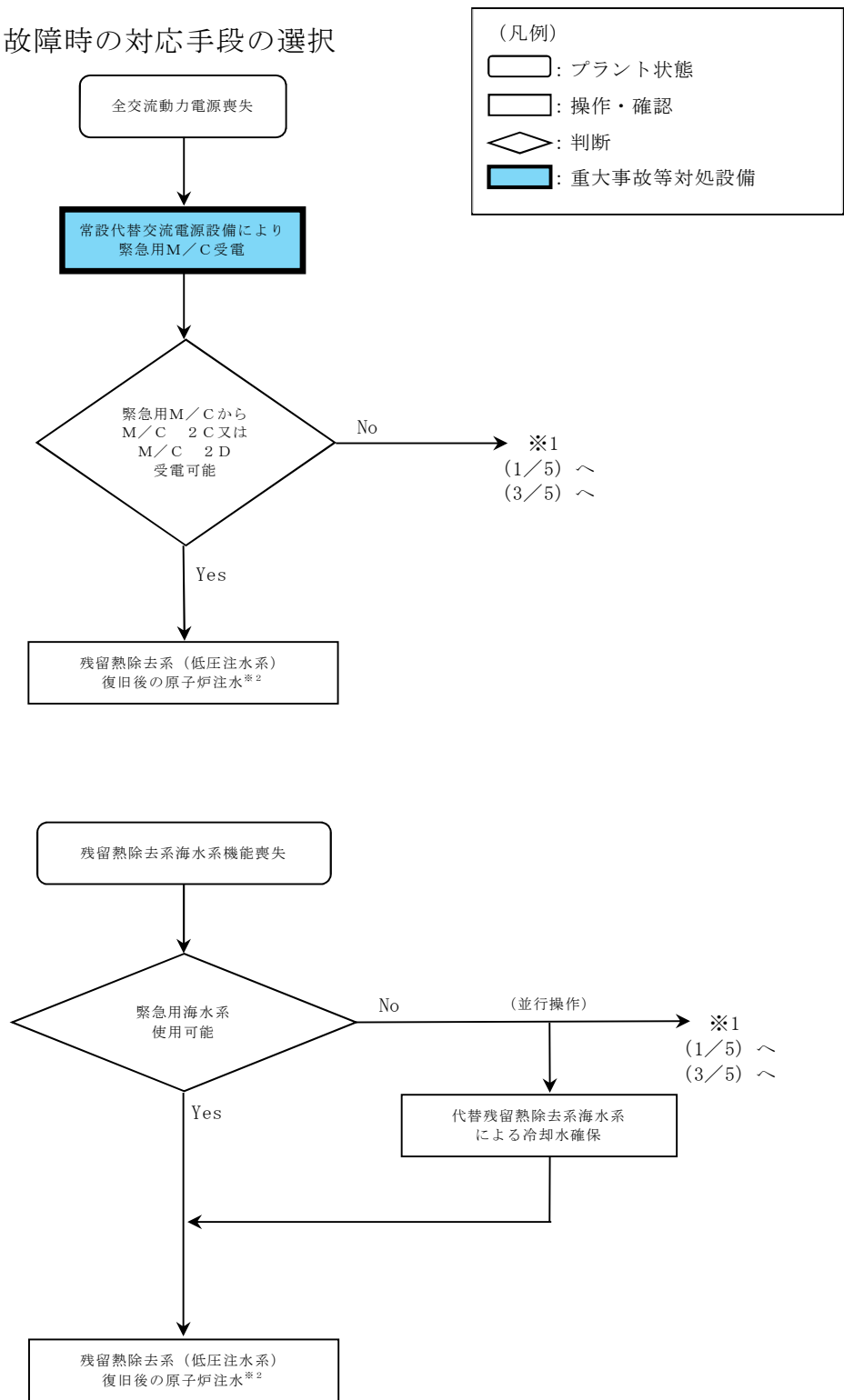
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



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

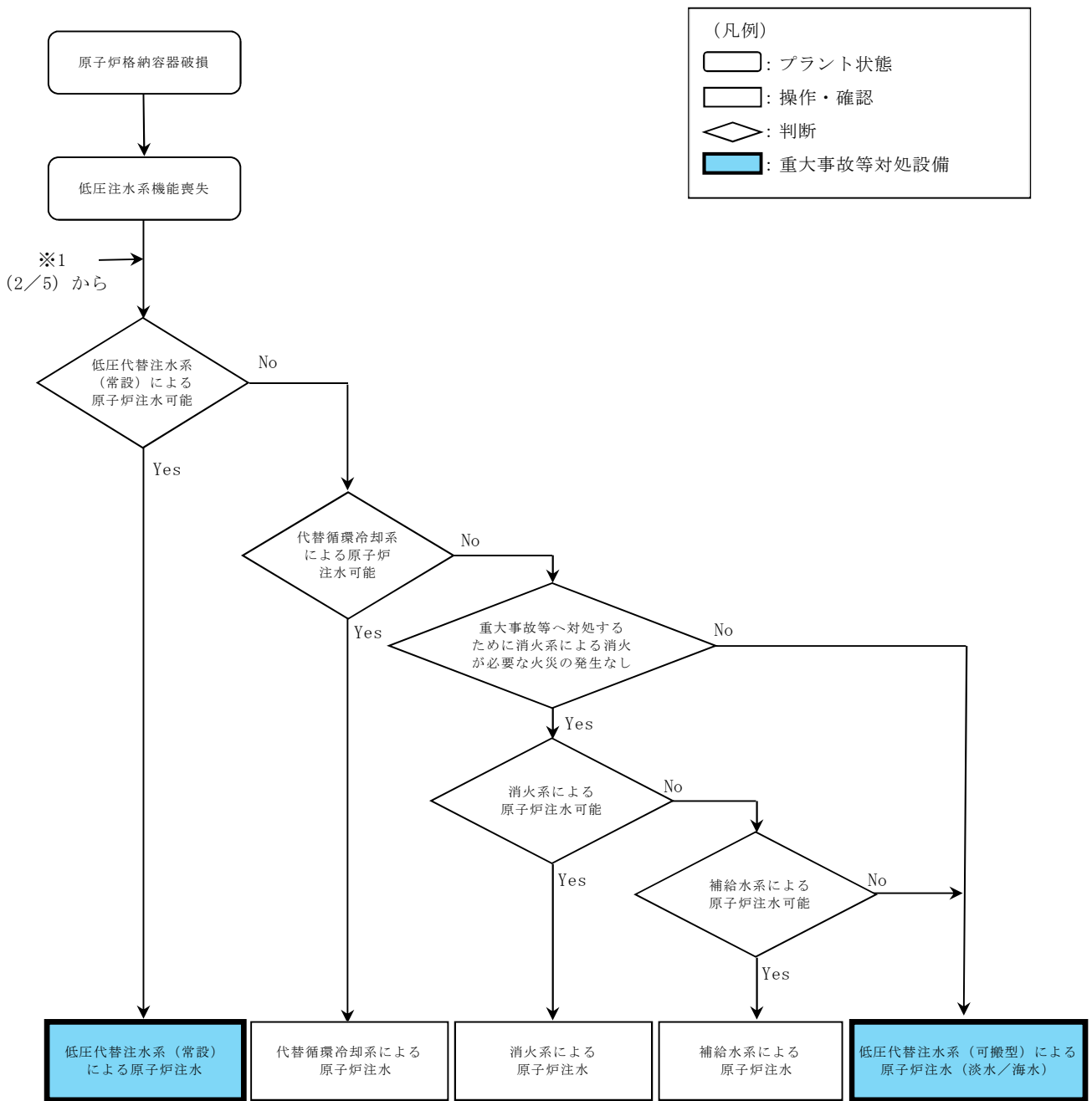


※2：残留熱除去系（低圧注水系）復旧が困難な場合には、代替循環冷却系により原子炉に注水を実施する。

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

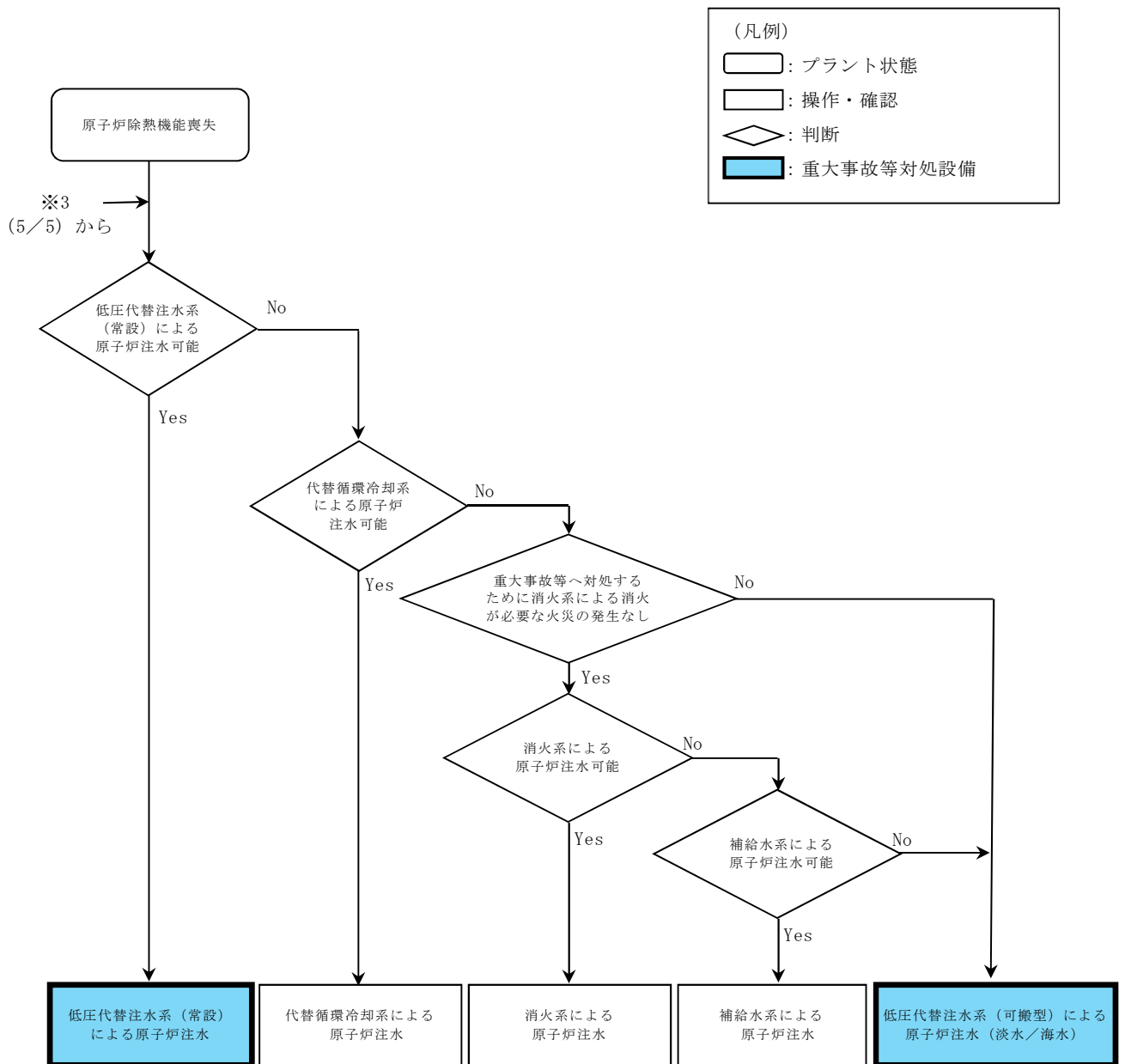
(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択



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

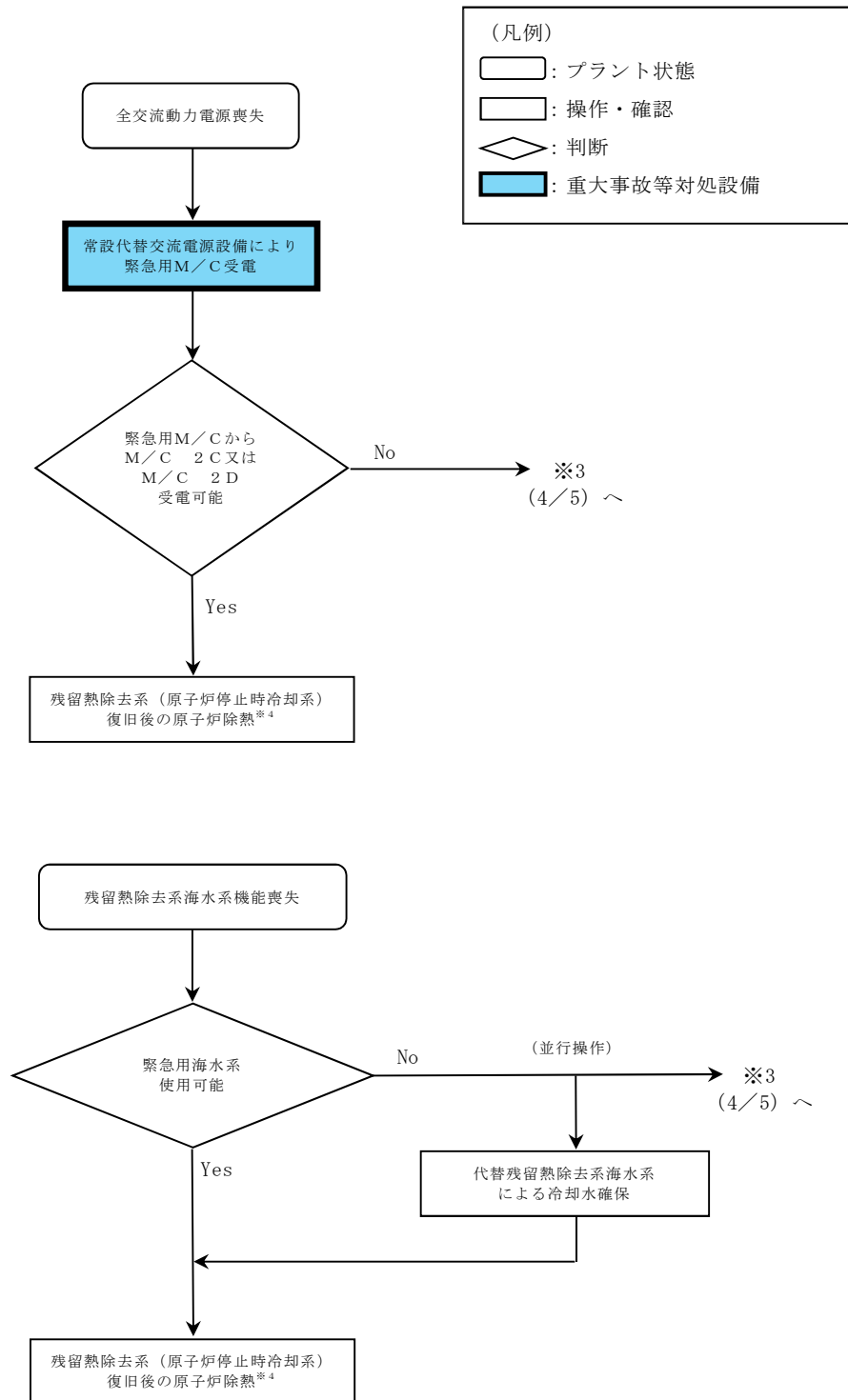
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



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



※4：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧が困難な場合には、代替循環冷却系により原子炉の除熱を実施する。

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（1／10）

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
【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。	①	【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。	【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。	④
【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。	—	【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。	【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。	—
（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	（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。	（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。	⑤
（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。	③	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。 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。	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。 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。	⑥ ⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／10）

 ：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 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
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（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・ストレーナ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	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原子炉注水	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・ストレーナ・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	既設							
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	再循環系配管・弁	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／10）

 ：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 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考			
低圧代替注水系（常設） による原子炉注水	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注水①	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（C）配管・弁	既設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設						
	原子炉圧力容器	既設			残留熱除去系熱交換器（A）	常設						
	非常用交流電源設備	既設			原子炉圧力容器	常設						
	常設代替交流電源設備	新設			残留熱除去系海水ポンプ	常設						
	燃料補給設備	新設			緊急用海水ポンプ	常設						
	低圧代替注水系（可搬型） による原子炉注水	可搬型代替注水大型ポンプ			新設	① ② ④ ⑤ ⑦				代替循環冷却系による原子炉注水①	非常用取水設備	常設
代替淡水貯槽		新設	非常用交流電源設備	常設								
低圧代替注水系配管・弁		新設	常設代替交流電源設備	常設								
残留熱除去系（C）配管・弁		既設	燃料補給設備	常設								
低圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ		既設	代替循環冷却系ポンプ	常設								
原子炉圧力容器		既設	サブプレッション・プール	常設								
非常用交流電源設備		既設	代替循環冷却系配管・弁	常設								
—		—	—	代替循環冷却系による原子炉注水②	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設						
					残留熱除去系熱交換器（A）	常設						
					原子炉圧力容器	常設						
					可搬型代替注水大型ポンプ	可搬						
					非常用取水設備	常設						
					非常用交流電源設備	常設						
					常設代替交流電源設備	常設						
					燃料補給設備	常設可搬						

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／10）

 ：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 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
—	—	—	—	消火系による原子炉注水	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
					ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
					ろ過水貯蔵タンク	常設			
					多目的タンク	常設			
					消火系配管・弁	常設			
					残留熱除去系（B）配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					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	常設可搬			
				補給水系による原子炉注水	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（B）配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					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	常設可搬			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／10）

 ：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 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（低圧注水系） の復旧後の原子炉注水①	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）	既設	① ③ ④	残留熱除去系（低圧注水系） の復旧後の原子炉注水②	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）	常設	6分以内	1名	自主対策とする理由は 本文参照
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設			
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	残留熱除去系海水ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			—	—	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／10）

：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 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	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（C）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					
	非常用交流電源設備	既設			残留熱除去系（B）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					
	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
代替淡水貯槽		新設	可搬型代替交流電源設備	可搬							
低圧代替注水系配管・弁		新設	燃料補給設備	常設 可搬							
残留熱除去系（C）配管・弁		既設	復水移送ポンプ	常設							
低圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ		既設	復水貯蔵タンク	常設							
原子炉圧力容器		既設	補給水系配管・弁	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（B）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 可搬							
		—	—	—							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／10）

 ：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 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ④	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却②	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
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設			
	代替循環冷却系配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設			
	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	既設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設			
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設			残留熱除去系熱交換器（A）	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	残留熱除去系海水ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			非常用交流電源設備	常設			
	非常用交流電源設備	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			—	—	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／10）

 ：重大事故等対処設備
 ：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

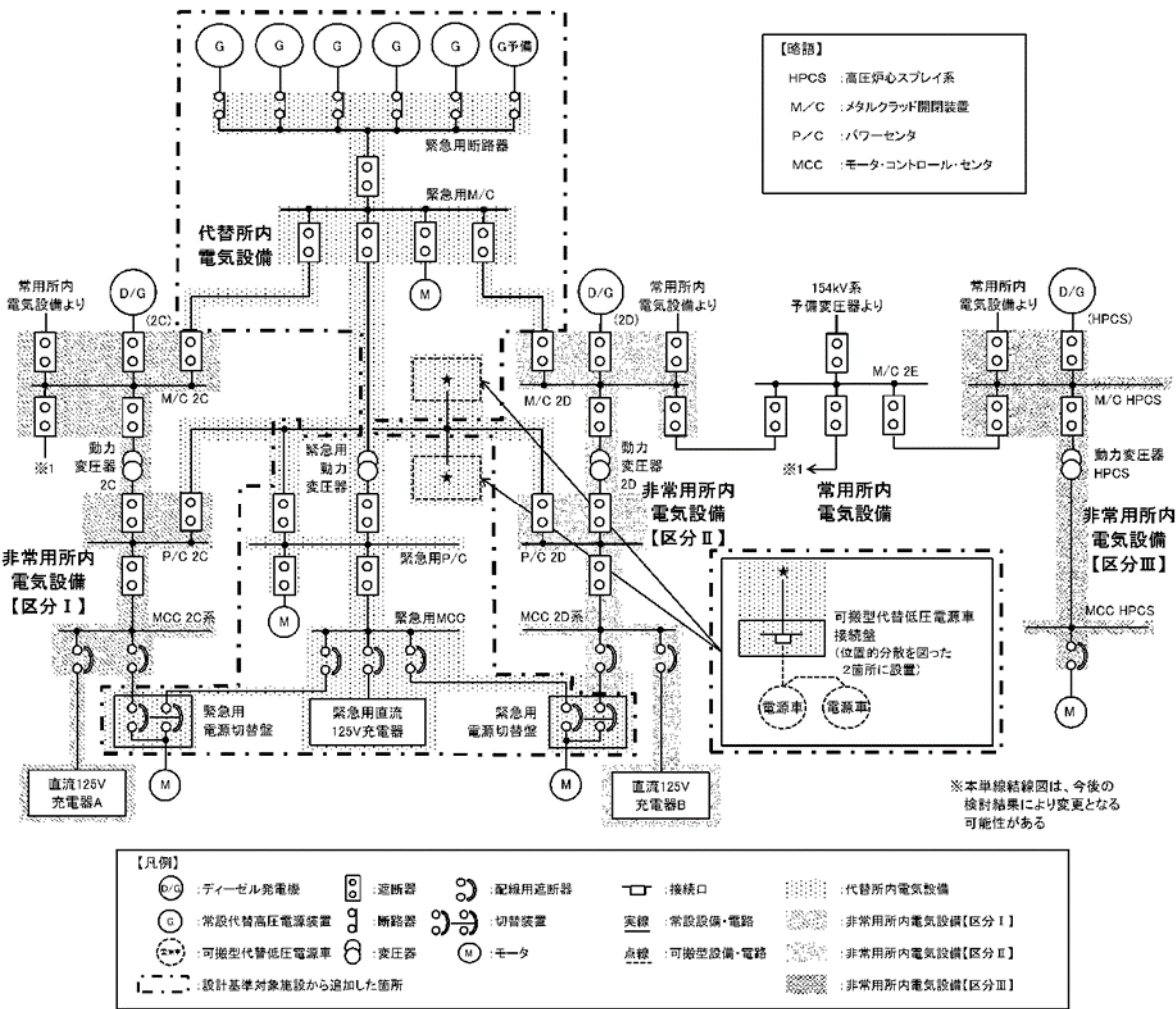
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧後の原子炉除熱①	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）	既設	① ③ ④	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱②	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）	常設	161 分以内	3 名	自主対策とする理由は本文参照
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	再循環系配管・弁	既設			再循環系配管・弁	常設			
	残留熱除去系海水ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			—	—	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9／10）

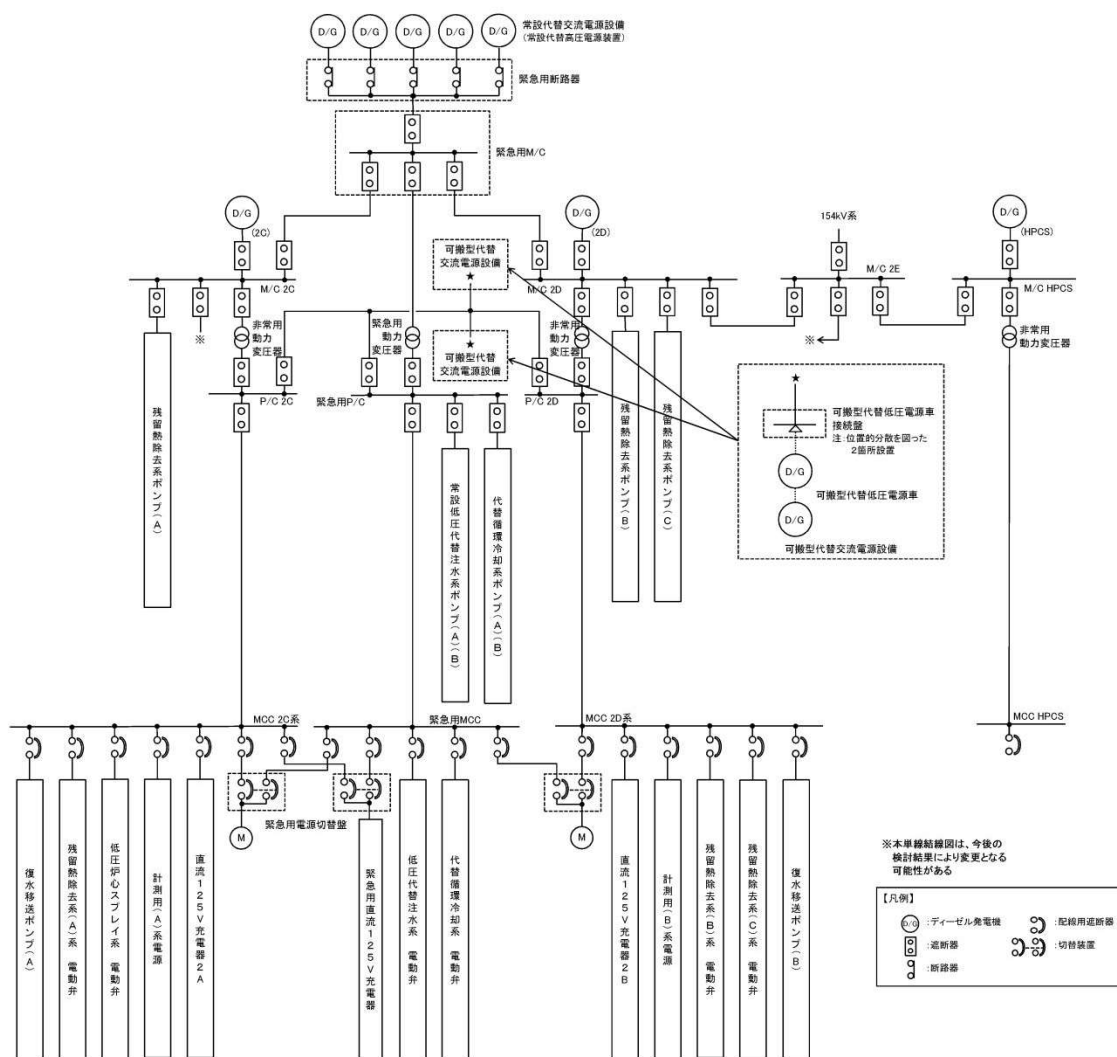
技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ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。
【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。	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可搬型代替注水大型ポンプ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」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（10／10）

技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
(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。	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）ポンプ（海水冷却）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緊急用M／CからM／C 2 C又はM／C 2 D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）ポンプ（海水冷却）を復旧する手順等を整備する。 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」にて整備する。



第1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）

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、送水ルートを決する。

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（170分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から残留熱除去系（C）配管を使用する西側接続口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：170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（14名）、所要時間（170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　：6名（運転員等6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（運転員等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（運転員等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

1. 判断基準の解釈一覧（1／4）

手順			判断基準記載内容	解釈
1.4.2.1 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
	(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
	(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	—	原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）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）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点
			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. 判断基準の解釈一覧 (2/4)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.4.2.2 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
		(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 (低圧注水系) 復旧後の原子炉 注水 【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の受電が完了し、サブレーション・プールの水位が確保されている場合。	—
		(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉 注水 【残留熱除去系海水系 機能喪失時】	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

1. 判断基準の解釈一覧 (3/4)

手順		判断基準記載内容		解釈
1. 4. 2. 2 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、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压力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。	－
		(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、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）、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ない場合において、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の水位が確保されている場合。	－
		(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、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。	－
		(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、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）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ない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。	－
		(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、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)、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ない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。	－

1. 判断基準の解釈一覧 (4/4)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.4.2.3 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（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 【全交流動力電源喪失時】	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
		(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 【残留熱除去系海水系機能喪失時】	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
		(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 【残留熱除去系海水系機能喪失時】	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

2. 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 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）	—
			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) 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

2. 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 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

2. 操作手順の解釈一覧 (3/6)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.4.2.2 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	—
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	—
			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)	—
			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	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
			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

2. 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	—
			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	—
			代替循環冷却系テストライン弁	—
			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
			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
			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 (B) 消火系ライン弁	—
			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. 操作手順の解釈一覧 (5/6)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.4.2.2 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ダ圧力指示値が0.78MPa 〔gage〕以上	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が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 （低圧注水系） 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

2. 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 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（原子炉停止時冷却系）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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

< 目 次 >

1.5.1 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. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送

(b) 重大事故等対処設備

c. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

b. 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱

(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源が喪失した場合）

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料1.5.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.5.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.5.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

(1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による

現場操作による格納容器ベント

(2) フィルタ装置スクラビング水補給

(3) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

(4) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

(5) フィルタ装置スクラビング水移送

(6) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

2. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

添付資料1.5.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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）炉心損傷防止

- a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容

器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系海水系による冷却機能である。

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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための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。

1.5.1 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

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する必要がある。最終ヒートシンクへ熱を輸送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、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプを設置している。

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）として位置づけ重大事故等の対処に用いるが、この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1.5-1図）

重大事故等対処設備の他に、設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）^{※1}及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※2}を選定する。

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって、新たに重大事故等に対処する機能を付加されていない設備。

※2 自主対策設備

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十八条及び技術基準規則第六十三条（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、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）の故障を想定する。また、サポート系故障として、残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源喪失を想定する。

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1.5-1表に整理する。

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷

却系）及び残留熱除去系海水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（原子炉停止時冷却系）による原子炉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

この対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」における「1.4.2.1(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱」にて整理する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ
- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

これらの対応手段及び設備は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」における「1.6.2.1(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却」及び「1.6.2.1(2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の冷却」にて整理する。

残留熱除去系海水系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器

b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送

i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

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，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。

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「1.7.1(2) a.(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

格納容器圧力逃がし装置による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。

- ・格納容器圧力逃がし装置

ii) 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱

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，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。

耐圧強化ベント系による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。

- ・耐圧強化ベント系

最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送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：格納容器圧力逃がし装置による S / C 側ベント

優先②：格納容器圧力逃がし装置による D / W 側ベント

優先③：耐圧強化ベント系による S / C 側ベント

優先④：耐圧強化ベント系によるD／W側ベント

iii) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁（電動駆動弁）の駆動源が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を手動にて遠隔操作することで最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。なお、隔離弁を手動にて操作するエリアは二次格納施設外とする。

格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔人力操作機構

(b) 重大事故等対処設備

「1.5.1(2) b. (a) i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) b. (a) ii) 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、耐圧強化ベント系配管・弁は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) b. (a) iii) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作」で使用する設備のうち、遠隔人力操作機構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1.5.1)

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、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）

による冷却機能が喪失した場合においても、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送できる。

c. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

i) 緊急用海水系による除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、緊急用海水系により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段がある。

緊急用海水系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器

緊急用海水系とあわせて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、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が起動できない場合には、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 2 C 又は M/C 2 D へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。

残留熱除去系による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
- ・ 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

ii) 代替残留熱除去系海水系による除熱

上記「1.5.1(2) c. (a) i) 緊急用海水系による除熱」の緊急用海水系が故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、代替残留熱除去系海水系により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段がある。

代替残留熱除去系海水系による除熱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
- ・残留熱除去系熱交換器

代替残留熱除去系海水系とあわせて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、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合には、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 2 C又はM/C 2 Dへ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。

残留熱除去系による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
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ
- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.5.1(2) c. (a) i) 緊急用海水系による除熱」で使用する設備のうち、緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) c. (a) i) 緊急用海水系による除熱」で使用する設備のうち、緊急用海水系とあわせて使用する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）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。

「1.5.1(2) c. (a) ii) 代替残留熱除去系海水系による除熱」で使用する設備のうち、残留熱除去系熱交換器は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) c. (a) ii) 代替残留熱除去系海水系による除熱」で使用する設備のうち、代替残留熱除去系海水系とあわせて使用する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）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すべて網羅されている。

（添付資料1.5.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系海水系による冷却機能が喪失した場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）が使用可能であれば、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送できる。

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。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、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、残留熱除去系

(原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系) が使用可能であれば，最終ヒートシンク(海洋) へ熱を輸送する手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」「b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」及び「c. サポート系故障時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）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.5-1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1.5-2表，第1.5-3表）

※1 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.5.2）

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

残留熱除去系海水系が健全な場合は，自動起動（残留熱除去系ポンプ等の起動）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海水系を起動し，残留熱除去系海水系による冷却水確保を行う。

a. 手順着手の判断基準

残留熱除去系により，原子炉で発生した崩壊熱又は事故時に格納容器

内を冷却する必要がある場合。

b. 操作手順

残留熱除去系海水系による冷却水確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-6図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系海水系（A）又は残留熱除去系海水系（B）による冷却水確保の開始を指示する。
- ②運転員等は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（残留熱除去系ポンプ等の起動）により待機中の残留熱除去系海水ポンプ（A）又は残留熱除去系海水ポンプ（B）の起動、並びに残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の開を確認する。
- ③運転員等は、残留熱除去系海水系による冷却水が確保されたことを、残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認する。
- ④運転員等は、残留熱除去系海水系（A）又は残留熱除去系海水系（B）による冷却水確保したことを発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能

が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

格納容器ベント後は，残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し，格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合に，格納容器ベント弁を閉にする。

(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

i) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①炉心損傷^{※1}前において，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.5mに到達した場合。

②炉心損傷^{※1}前において，格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ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

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱の手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.5－2図及び第1.5－3図に，概要図を第1.5－7図に，タイムチャートを第1.5－8図に示す。

[S／C側ベントの場合（D／W側ベントの場合，手順⑩以外は同様）]

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合には、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑧運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に一次隔離弁（S／C側又はD／W側）の電源の供給状態に応じて、S／C側ベント又はD／W側ベントを選択し、S／C側ベント又はD／W側ベントを指示する。
- ⑩^a S／C側ベントの場合
- 運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（S／C側）を開にし、発電長に報告する。
- ⑩^b D／W側ベントの場合

一次隔離弁（S／C側）が開できない場合、運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（D／W側）を開にし、発電長に報告する。

⑪発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備が完了したことを災害対策本部長に連絡する。

⑫^a サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達した場合

発電長は、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達したことを確認し、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑫^b 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合

発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑬発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、二次隔離弁を開とする。二次隔離弁が開できない場合には二次隔離弁バイパス弁を開とする。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを格納容器内圧力の低下、フィルタ装置圧力の上昇及びフィルタ装置スクラビング水温度の上昇を確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇を確認し、発電長に報告する。

⑮発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を災害対策本部長に連絡する。

⑯発電長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷

却系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること及び格納容器内温度指示値が200℃以下であること並びに格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することにより、格納容器圧力逃がし装置の停止を判断する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、格納容器ベント準備は、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS/C側は5分以内、D/W側は5分以内と想定する。

格納容器ベント開始は、格納容器ベント基準到達から格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱開始まで5分以内と想定する。

中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、フィルタ装置へ水張りを実施する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm を下回ると判断した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置にスクラビング水を補給する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.5-9 図に、タイムチャートを第 1.5-10 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にフィルタ装

置スクラビング水の補給準備を指示する。

- ②運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水の補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を依頼する。
- ④災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。
- ⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を実施する。
- ⑥重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室にて、フィルタ装置補給水ライン元弁を開にし、可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給の準備が完了したことを災害対策本部長へ報告する。
- ⑦災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備が完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給開始を依頼する。
- ⑨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を起動し、フィルタ装置スクラビング水の補給開始を指示する。
- ⑩重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、フィルタ装置スクラビング水の補給を開始したことを、災害対策本部長に報告する。
- ⑪災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水の補給

開始を連絡する。

⑫発電長は、運転員等にフィルタ装置水位の確認を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が通常値であることを確認し、発電長に報告する。

⑭発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給停止を依頼する。

⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水の補給停止を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、フィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室にて、可搬型代替注水大型ポンプを停止後、フィルタ装置補給水ライン元弁を閉とし、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給を停止したことを報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水の補給停止を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水の補給開始まで 170 分以内と想定する。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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、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している。

(c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制するため、可搬型窒素供給装置により格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。

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系及びサブプレッション・プール冷却系）又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が確保されている場合。

ii) 操作手順

格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.5-11 図に、タイムチャートを第 1.5-12 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換準備を指示する。

③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋附属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

④重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の準備が完了したことを報告する。

⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器

内の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。

⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を指示する。

⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、窒素供給ライン元弁（D／W側又はS／C側）を開とし、格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を開始する。なお、格納容器内に可燃性ガスが滞留している可能性があることから、窒素供給ライン元弁はD／W側を優先する。

⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置により格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を開始し、災害対策本部長に格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を報告する。

⑨災害対策本部長は、発電長に格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。

⑩発電長は、運転員等に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の確認を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満まで低下したことを確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、災害対策本部長に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が許容濃度未満まで低下したことを連絡する。

⑬災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。

⑭重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、窒素供給ライン元弁（D／W側又はS／C側）を閉とし、格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。

⑮重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。

⑯災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の停止を連絡する。

⑰発電長は、運転員等に一次隔離弁（S／C側又はD／W側）の閉を指示する。

⑱^a S／C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、一次隔離弁（S／C側）を閉にし、発電長に報告する。

⑱^b D／W側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、一次隔離弁（D／W側）を閉にし、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業を判断してから格納容器内への不活性ガス（窒素）供給開始まで220分以内と想定する。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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、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している。

(添付資料 1.5.3)

(d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後において、排気中に含まれる可燃性ガス及び水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-13図に、タイムチャートを第1.5-14図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。
- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の準備を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋附属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ④重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の準備が完了したことを報告する。
- ⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。
- ⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を指示する。

- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、フィルタ装置窒素供給ライン元弁を開とする。
- ⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換を開始し、災害対策本部長に報告する。
- ⑨災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。
- ⑩発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水温度の確認を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水温度指示値が50℃以下であることを確認し、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水温度が低下したことを連絡する。
- ⑬災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。
- ⑭重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、フィルタ装置窒素供給ライン元弁を閉とし、フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換を停止する。
- ⑮重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。
- ⑯災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を連絡する。
- ⑰発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度計を起動し水素濃度指示値を確認するとともに、フィルタ装置スクラビング水温度が上昇していないことを確認するよう指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度計を起動し水素濃度指示値を確認するとともに、フィルタ装置スクラビング水温度が上昇していないことを確認し、発電長に報告する。

⑲発電長は、運転員等に二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の閉を指示する。

⑳運転員等は中央制御室にて、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を閉にし、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置への不活性ガス（窒素）供給開始まで225分以内と想定する。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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、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している。

(添付資料 1.5.3)

(e) フィルタ装置スクラビング水移送

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・プールへ移送する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換により、スクラビング水

の温度が低下した場合において、フィルタ装置水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水を移送する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-15図に、タイムチャートを第1.5-16図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水の移送準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置のスクラビング水移送に必要なポンプ、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、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁を開にする。
- ⑤運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁（S／C側）を開にする。
- ⑥運転員等は、発電長にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成が完了したことを報告する。
- ⑦発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水の移送を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動し、移送ポンプが起動したことをフィルタ装置水位の低下により確認する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。

⑩運転員等は、フィルタ装置のスクラビング水の移送が完了したことを発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて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スクラビング水移送開始まで54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1.5.3)

(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

フィルタ装置のスクラビング水移送後の配管等に残留した水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置スクラビング水移送ラインに蓄積することを防止するため、スクラビング水移送ラインを可搬型代替注水大型ポンプにより洗浄し、配管等に残留した水をサプレッション・プールに排水する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送ラインを洗浄する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-17図に、タイムチャートを第1.5-18図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビ

ング水の移送ラインの洗浄準備を指示する。

③災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄に必要な系統構成を依頼する。

④発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄に必要なポンプ、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水源が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄に必要な系統構成を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁を開にする。

⑧運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁（S／C側）を開にする。

⑨運転員等は、発電長にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄に必要な系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄に必要な系統構成が完了したことを連絡する。

⑪重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を実施する。

⑫重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室にて、フィルタ装置補給水ライン元弁を開にし、可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水の移送ライン洗浄準備が完了したこと災害対策本部長へ報告す

る。

⑬災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水の移送ライン洗浄準備が完了したことを連絡する。

⑭発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動を依頼する。

⑮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の起動を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、送水を開始したことを、災害対策本部長に報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄開始を連絡する。

⑱発電長は、運転員等にフィルタ装置水位を確認し、移送ポンプの起動を指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が通常値以上であることを確認し、移送ポンプを起動する。移送ポンプの起動をフィルタ装置水位の低下により確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、運転員等にフィルタ装置水位の確認及び移送ポンプの停止を指示する。

㉑運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止し、発電長に報告する。

㉒発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄が完了したことを連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2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、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄開始まで174分以内と想定する。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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。ホース等の接続を速やかに作業できるよう、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。

また、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している。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.5.3)

b. 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

格納容器ベント後は、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、耐圧強化ベント系を停止できると判断した場合に、格納容器ベント弁を閉にする。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ①炉心損傷^{*1}前において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪

失^{※2}した場合。

- ②炉心損傷^{※1}前において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{※2}した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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：「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」は、設備に故障が発生した場合。

(b) 操作手順

耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱の手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.5-2図及び第1.5-3図に、概要図を第1.5-19図に、タイムチャートを第1.5-20図に示す。

[S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合、手順⑪以外は同様）]

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系による格納容器ベント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し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの系統構成を指示する。

- ④運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、計器用空気系系統圧力指示値が0.52MPa [gage] 以下の場合にバックアップ窒素供給弁を開にする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合には、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑧運転員等は、発電長に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に一次隔離弁（S／C側又はD／W側）の電源の供給状態に応じて、S／C側ベント又はD／W側ベントを選択し、S／C側ベント又はD／W側ベントを指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、非常用ガス処理系ファン（A）及び（B）の操作スイッチを隔離し、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁Bを閉とする。なお、発電長はバックアップ窒素供給が枯渇するおそれがある場合には、災害対策本部長に非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁の機械的ロックを依頼する。
- ⑪^a S／C側ベントの場合
- 運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系による格納容器ベントのため、一次隔離弁（S／C側）を開にし、発電長に報告する。
- ⑪^b D／W側ベントの場合
- 一次隔離弁（S／C側）に電源が供給されていない場合、運転員等

は中央制御室にて、耐圧強化ベント系による格納容器ベントのため、一次隔離弁（D／W側）を開にし、発電長に報告する。

⑫発電長は、耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備が完了したことを災害対策本部長に連絡する。

⑬^a サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達した場合

発電長は、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達したことを確認し、災害対策本部長に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑬^b 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合

発電長は、災害対策本部長に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑭発電長は、運転員等に格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達したことを確認し、耐圧強化ベント系による格納容器ベントの開始を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁を開とし、耐圧強化ベント系による格納容器ベントが開始されたことを格納容器内圧力の低下を確認するとともに、非常用ガス処理系出口放射線モニタ指示値の上昇を確認し、発電長に報告する。

⑯発電長は、災害対策本部長に耐圧強化ベント系による格納容器ベント開始を連絡する。

⑰発電長は、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格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること及び格

格納容器温度指示値が200℃以下であること並びに格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することにより、耐圧強化ベント系の停止を判断する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源が喪失した場合）

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

格納容器ベント後は、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合に、格納容器ベント弁を閉とする。

なお、中央制御室から格納容器圧力逃がし装置及び耐圧ベント系の隔離弁（電動駆動弁）の遠隔操作が実施できない場合を想定し、現場（二次格納施設外）における遠隔人力操作機構による現場操作の手順を示す。

(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

i) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①炉心損傷^{※1}前において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の中央制御室からの遠隔操作に失敗した場合。

②炉心損傷^{※1}前において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の中央制御室からの遠隔操作に失敗した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.5-2図及び第1.5-3図に、概要図を第1.5-21図に、タイムチャートを第1.5-22図に示す。

[S / C側ベントの場合（D / W側ベントの場合、手順②以外は同様）]

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。

②^a S / C側ベントの場合

一次隔離弁（S / C側：格納容器圧力逃がし装置及び耐圧ベント系の共通弁）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合

において、運転員等は原子炉建屋附属棟にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、遠隔人力操作機構により一次隔離弁（S／C側）を開にし、発電長に報告する。

②^b D／W側ベントの場合

一次隔離弁（D／W側：格納容器圧力逃がし装置及び耐圧ベント系の共通弁）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合及び一次隔離弁（S／C側）が遠隔人力操作機構により開できない場合において、運転員等は原子炉建屋附属棟にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（D／W側）を遠隔人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

③発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備が完了したことを連絡する。

④^a サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達した場合

発電長は、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達したことを確認し、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

④^b 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合

発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑤災害対策本部長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、二次隔離弁操作室に重大事故等対応要員を派遣する。

⑥発電長は、重大事故等対応要員に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を指示する。

⑦二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁が中央制御室からの遠隔操

作により開できない場合において、重大事故等対応要員は二次隔離弁操作室にて、二次隔離弁を遠隔人力操作機構により開とする。二次隔離弁が開できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔人力操作機構により開とし、発電長に報告する。

⑧発電長は、運転員等に格納容器ベントが開始されたことを確認するよう指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力の低下、フィルタ装置圧力の上昇、フィルタ装置スクラビング水温度の上昇を確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇を確認し、発電長に報告する。

⑩発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を連絡する。

⑪発電長は、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格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること及び格納容器内温度指示値が200℃以下であること並びに格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することにより、格納容器圧力逃がし装置の停止を判断する。

iii) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備は、現場対応を運転員等3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS/C側は125分以内、D/W側は140分以内と想定する。

格納容器ベント開始は、重大事故等対応要員3名にて作業を実施

した場合、格納容器ベント基準到達から格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱開始まで75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。

遠隔人力操作機構による現場操作については、操作に必要な工具等はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

(b) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、フィルタ装置へ水張りを実施する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水補給については、「1.5.2.2(1) a .

(b) フィルタ装置スクラビング水補給」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水補給については、「1.5.2.2(1) a .

(b) フィルタ装置スクラビング水補給」の操作の成立性と同様である。

(c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制するため、可搬型窒素供給装置により格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系及びサブプレッション・プ

ール冷却系)又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が確保されている場合。

ii) 操作手順

格納容器内の不活性ガス(窒素)置換については、「1.5.2.2(1)

a.(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

格納容器内の不活性ガス(窒素)置換については、「1.5.2.2(1)

a.(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換」の操作の成立性と同様である。

(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換

格納容器ベント停止後において、排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス(窒素)で置換する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器内の不活性ガス(窒素)置換が終了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換については、

「1.5.2.2(1) a.(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換については、

「1.5.2.2(1) a.(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換」の操作の成立性と同様である。

(e) フィルタ装置スクラビング水移送

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積すること
を防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサプレッション・
プールへ移送する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換により、スクラビング水
の温度が低下した場合において、フィルタ装置水位が確保されてい
る場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送については、「1.5.2.2(1) a .
(e) フィルタ装置スクラビング水移送」の操作手順と同様であ
る。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水移送については、「1.5.2.2(1) a .
(e) フィルタ装置スクラビング水移送」の操作の成立性と同様で
ある。

(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

フィルタ装置スクラビング水移送後の配管等に残留した水の放射線
分解により発生する水素がフィルタ装置スクラビング水移送ラインに
蓄積することを防止するため、スクラビング水移送ラインを可搬型代
替注水大型ポンプにより洗浄し、配管等に残留した水をサプレッショ
ン・プールに排水する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については、

「1.5.2.2(1) a. (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については、

「1.5.2.2(1) a. (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄」の操作の成立性と同様である。

(3) 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1.5-27図に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱を実施する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントは、隔離弁（耐圧強化ベント系は一次隔離弁（S/C側及びD/W側）が対象）の駆動電源がない場合、遠隔人力操作機構による現場操作を実施する。

なお、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を用いて、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側ベントを第一優先とする。ただし、S/C側ベントが実施できない場合には、D/W側ベントを実施する。

1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した原子炉除熱、格納容器内の冷却、使用済燃料プール除熱戦略ができなくなることから、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、緊急用海水系により冷却水を確保する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後、目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2 Cを優先し緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）（A）を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、残留熱除去系海水系を使用できない場合。

(b) 操作手順

緊急用海水系による冷却水の確保手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.5-4図及び第1.5-5図に、概要図を第1.5-23図に、タイムチャートを第1.5-24図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系による冷却水の確保に必要なポンプ、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。

- ③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の自動閉信号の除外を実施する。
- ④運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。
- ⑤運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保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－緊急用海水系系統分離弁（A）系又は残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系を閉とする。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁を開にする。
- ⑨運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）の起動を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）を起動し、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示する。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系 R H R （A）系熱交換器

隔離弁又は緊急用海水系 R H R (B) 系熱交換器隔離弁を調整開とし、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の流量上昇を確認する。

⑭運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系 R H R (A) 系補機隔離弁又は緊急用海水系 R H R (B) 系補機隔離弁を調整開とし、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の流量上昇を確認する。

⑮運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水の供給を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで20分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

残留熱除去系海水系及び緊急用海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した原子炉除熱、格納容器内の冷却、使用済燃料プール除熱戦略ができなくなることから、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後、目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレー冷却系）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となる M/C 2 C を優先し緊急用 M/C から受電するため、M/C 2 C の供給対象である

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）（A）を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系を使用できない場合で，緊急用海水系が機能喪失した場合。

(b) 操作手順

代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.5－4図及び第1.5－5図に，概要図を第1.5－25図に，タイムチャートを第1.5－26図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備を依頼する。

②災害対策本部長は，プラントの被災状況に応じて代替残留熱除去系海水系による冷却水確保のため，水源から残留熱除去系海水系配管・弁の接続口を決定し，発電長に残留熱除去系海水系配管・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代替残留熱除去系海水系による冷却水確保のため，水源から残留熱除去系海水系配管・弁の接続口を連絡し，代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを指示された水源に移動し，可搬型代替注水大型ポンプの水中ポンプユニットを設置する。

⑤重大事故等対応要員は，水源から残留熱除去系海水系配管・弁の接

続口までホースの敷設を実施する。

- ⑥重大事故等対応要員は、災害対策本部長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑦災害対策本部長は、発電長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備が完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系による冷却水確保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し、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の自動閉信号の除外を実施する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁を開とする。
- ⑬運転員等は、発電長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑭発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を依頼する。
- ⑮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冷却水の送水開始を指示する。
- ⑯重大事故等対応要員は、接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型

ポンプを起動し、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長に代替残留熱除去系海水系により冷却水の送水を開始したことを連絡する。

⑱災害対策本部長は、重大事故等対応要員にホース内の水張り及びホース内の空気抜きを指示する。

⑲重大事故等対応要員は、ホース内の水張り及びホース内の空気抜きを実施し、災害対策本部長に報告する。

⑳発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを確認するよう指示する。

㉑運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇を確認し、発電長に報告する。

㉒発電長は、災害対策本部長に代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを連絡する。

㉓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の回転数を制御するよう指示する。

㉔重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計にて圧力指示値を確認し、可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し、災害対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、代替残留熱除去系海水系による冷却水供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【残留熱除去系海水系（B）配管を使用した西側接続口による冷却水

確保の場合。】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を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。

【残留熱除去系海水系（A）配管を使用した東側接続口による冷却水確保の場合。】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，135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，車両の作業照明，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している。

（添付資料1.5.3）

（2）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1.5-27図に示す。

残留熱除去系海水系が機能喪失した場合は，緊急用海水系により海洋へ熱を輸送する手段を確保し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を使用して原子炉及び格納容器の除熱を行う。

緊急用海水系が故障等により熱を輸送できない場合には，代替残留熱除去系海水系により海洋へ熱を輸送する手段を確保し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を使用して原子炉及び格納容器の除熱を行う。

1.5.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による除熱手順については，「1.4

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

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却手順については，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

水源からの接続口までの可搬型代替注水大型ポンプを用いたフィルタ装置への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。

残留熱除去系ポンプ，電動弁及び監視計器類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。

可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型窒素供給装置及び常設代替交流電源設備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1.5－1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／9）

（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） による原子炉除熱	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ※ ¹	重大事故等 対応設備 （設計基準 拡張）	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「減圧冷却」等 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等 対応設備	
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 非常用交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対応設備 （設計基準 拡張）	

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：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」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：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。

■：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（2／9）

（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（サプレッション・プール冷却系） によるサプレッション・プールの冷却	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「S／P温度制御」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ※2	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	
		関連設備		格納容器	重大事故等対応設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：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」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：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。

■：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（3／9）

（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（格納容器スプレイ冷却系） による格納容器内の冷却	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「S／P温度制御」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ※ ²	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	
		関連設備		格納容器	重大事故等対応設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 非常用交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：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」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：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。

■：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（4／9）

（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）	—	残留熱除去系海水系による除熱	主要設備	残留熱除去系海水ポンプ 残留熱除去系熱交換器	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） 「S／P温度制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	貯留堰 取水路	重大事故等 対応設備	
				残留熱除去系海水系配管・弁・海水ストレーナ 非常用交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対応設備 （設計基準拡張）	

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：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」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：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。

■：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（5／9）

（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，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	格納容器内の減圧及び除熱	主要設備	格納容器圧力逃がし装置※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 格納容器 真空破壊弁（S／C→D／W） 常設代替交流電源設備※4 常設代替直流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：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」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：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。

■：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（6／9）

（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，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	主要設備	耐圧強化ベント系	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 真空破壊弁（S／C→D／W） 非常用ガス処理系排気筒 常設代替交流電源設備※4 常設代替直流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：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」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：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。

□：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（7／9）

（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，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作	関連設備	遠隔人力操作機構	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：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」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：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。

□：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（8／9）

（サポート系故障）

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	残留熱除去系海水系ポンプ 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	緊急用海水系による除熱	主要設備	緊急用海水ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「S／P温度制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	緊急用海水系配管・弁・ストレーナ 残留熱除去系海水系配管・弁 S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 緊急用海水取水管 緊急用海水ポンプピット 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：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」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：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。

□：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（9／9）

（サポート系故障）

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	残留熱除去系海水系ポンプ 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替残留熱除去系海水系による除熱	主要設備	残留熱除去系熱交換器	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） 「S／P温度制御」等 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備	
			関連設備	残留熱除去系海水系配管・弁 S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 S A用海水ピット 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：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」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：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。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.5－2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／7）

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）
1.5.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保			
—	判断基準	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
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・プール水温度※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
	操作	格納容器の温度	サブプレッション・プール水温度※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※ 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：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/7)

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)
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱		
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器の温度 原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の水位 サブプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系系統流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
	操作	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器の温度 原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・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 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・プール水温度※ ¹
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の水位 サブプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位※ ¹ フィルタ装置圧力※ ¹ フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ フィルタ装置入口水素濃度※ ¹
		補機監視機能 モニタリング・ポスト

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/7)

対応手順		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)
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱			
(b) フィルタ装置スクラ ビング水補給	判 断 基 準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}
	操 作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}
(c) 格納容器内の不活性 ガス (窒素) 置換	判 断 基 準	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流 量 ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱 交換器) ^{※1}
	操 作	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1}
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※1}
(d) フィルタ装置の不活 性ガス (窒素) 置換	判 断 基 準	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1}
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※1}
	操 作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1} フィルタ装置入口水素濃度 ^{※1}
(e) フィルタ装置スクラ ビング水移送	判 断 基 準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}
	操 作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}
(f) フィルタ装置スクラ ビング水移送ライン 洗浄	判 断 基 準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}
	操 作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（4／7）

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）
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順			
(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）			
b. 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）※ ¹
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ 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
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		格納容器への注水量	低压代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹ 低压代替注水系（可搬型）格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）※ ¹
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ 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 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サプレッション・プール水温度※ ¹
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（S A）※ ¹
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（S A）※ ¹
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系出口放射線モニタ※ ¹
		補機監視機能	モニタリング・ポスト

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/7)

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)
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源が喪失した場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	判断基準	格納容器内の放射線量率
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器の温度
		原子炉圧力容器温度※ 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
		格納容器内の水位
		サプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保
		残留熱除去系系統流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		格納容器への注水量
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹ 低圧代替注水系 (可搬型) 格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	格納容器内の放射線量率
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器の温度
		原子炉圧力容器温度※ 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 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サプレッション・プール水温度※ ¹
		格納容器内の水素濃度
		格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の酸素濃度
		格納容器内酸素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の水位
		サプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保
		フィルタ装置水位※ ¹ フィルタ装置圧力※ ¹ フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ フィルタ装置入口水素濃度※ ¹
		補機監視機能
		モニタリング・ポスト

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/7)

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)
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源が喪失した場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)			
(b) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}
(c) 格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換	判断基準	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^{※1}
	操作	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1}
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※1}
(d) フィルタ装置の不活性ガス (窒素) 置換	判断基準	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}
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1}
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※1}
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1}
(e) フィルタ装置スクラビング水移送	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※1}

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/7)

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)
1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海洋) への代替熱輸送			
a. 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保	判断基準	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3}
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量計
	操作	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^{※1} 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱補機) ^{※1} サプレッション・プール水温度 ^{※1}
b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水 (海水) の確保	判断基準	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3}
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量計 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
	操作	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} サプレッション・プール水温度 ^{※1}

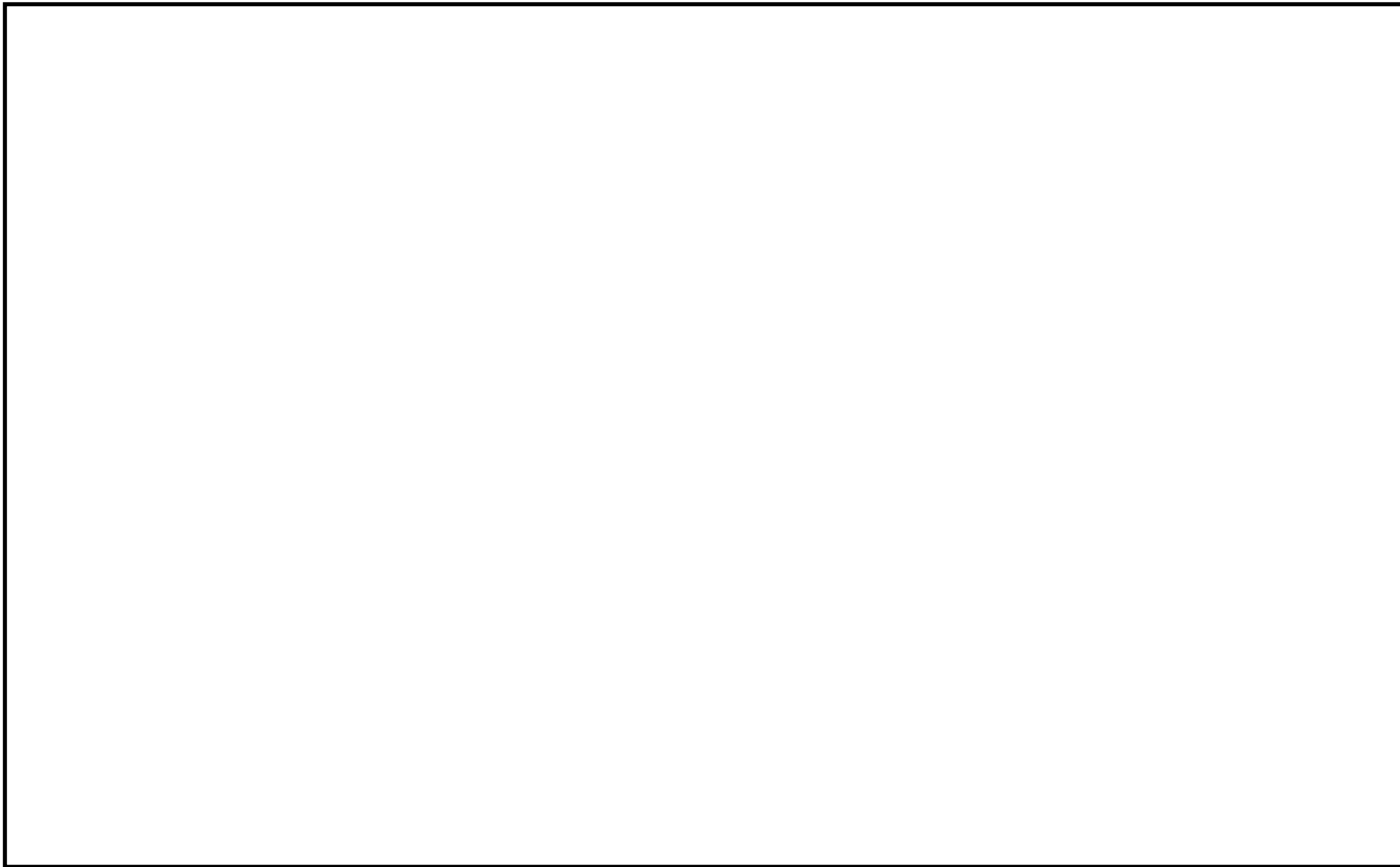
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

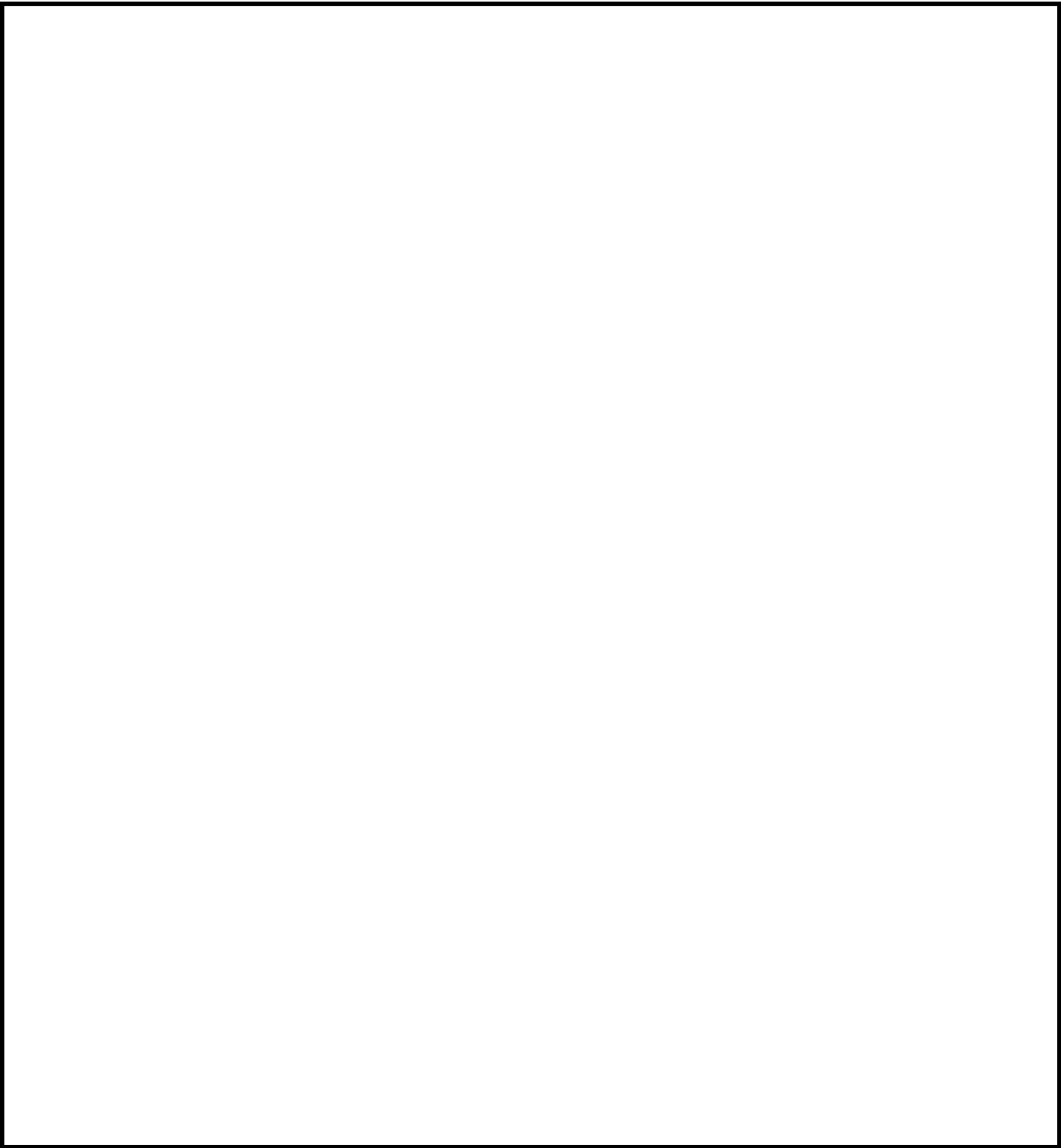
※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.5－3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

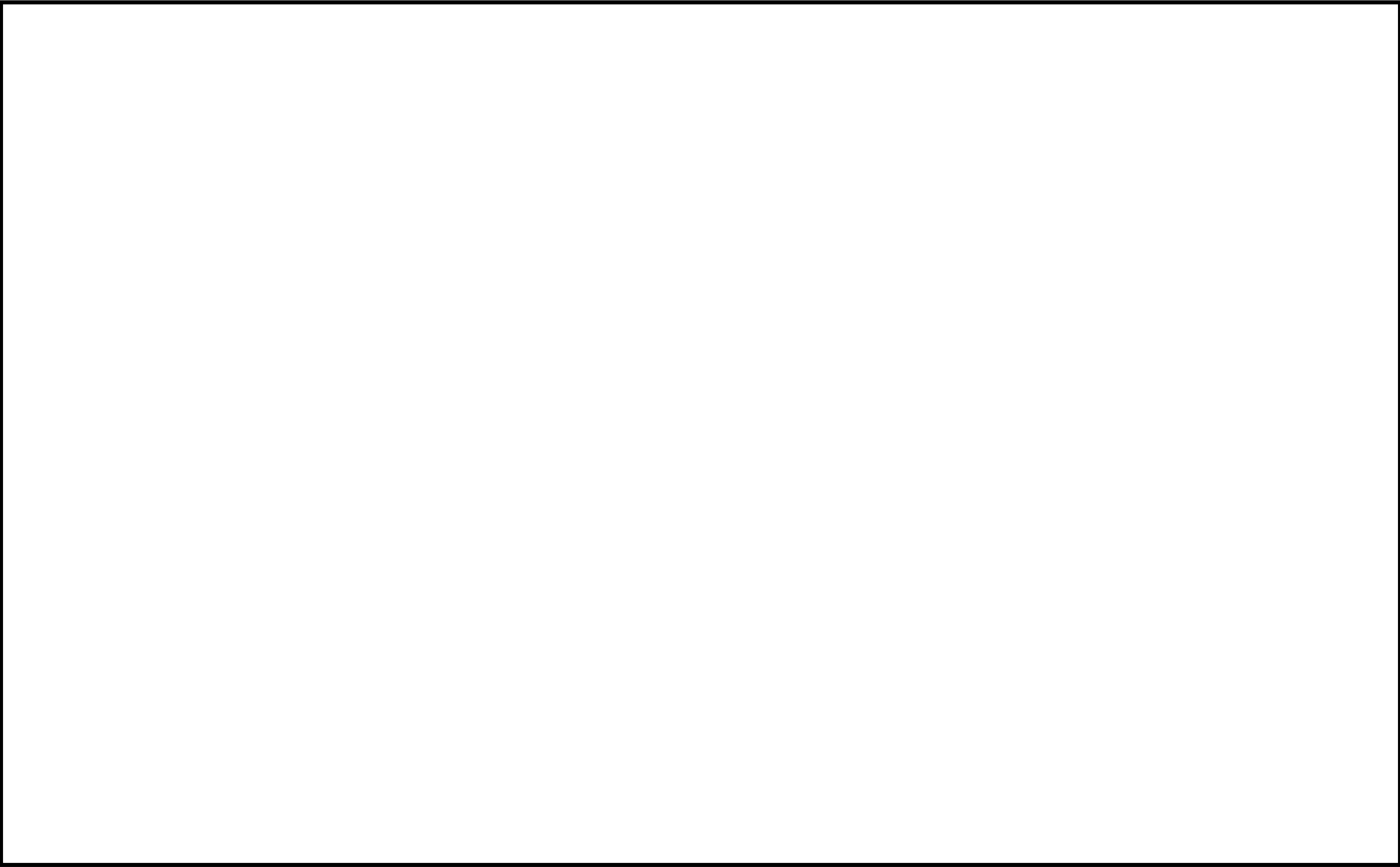
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送 するための手順等	格納容器圧力逃がし装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用MCC 緊急用直流125V主母線盤
	耐圧強化ベント系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC 2D系
	不活性ガス系 弁	常設代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	非常用ガス処理系 弁	常設代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤
	緊急用海水ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	緊急用海水系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	残留熱除去系海水系 弁	常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系
	中央制御室監視計器	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 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



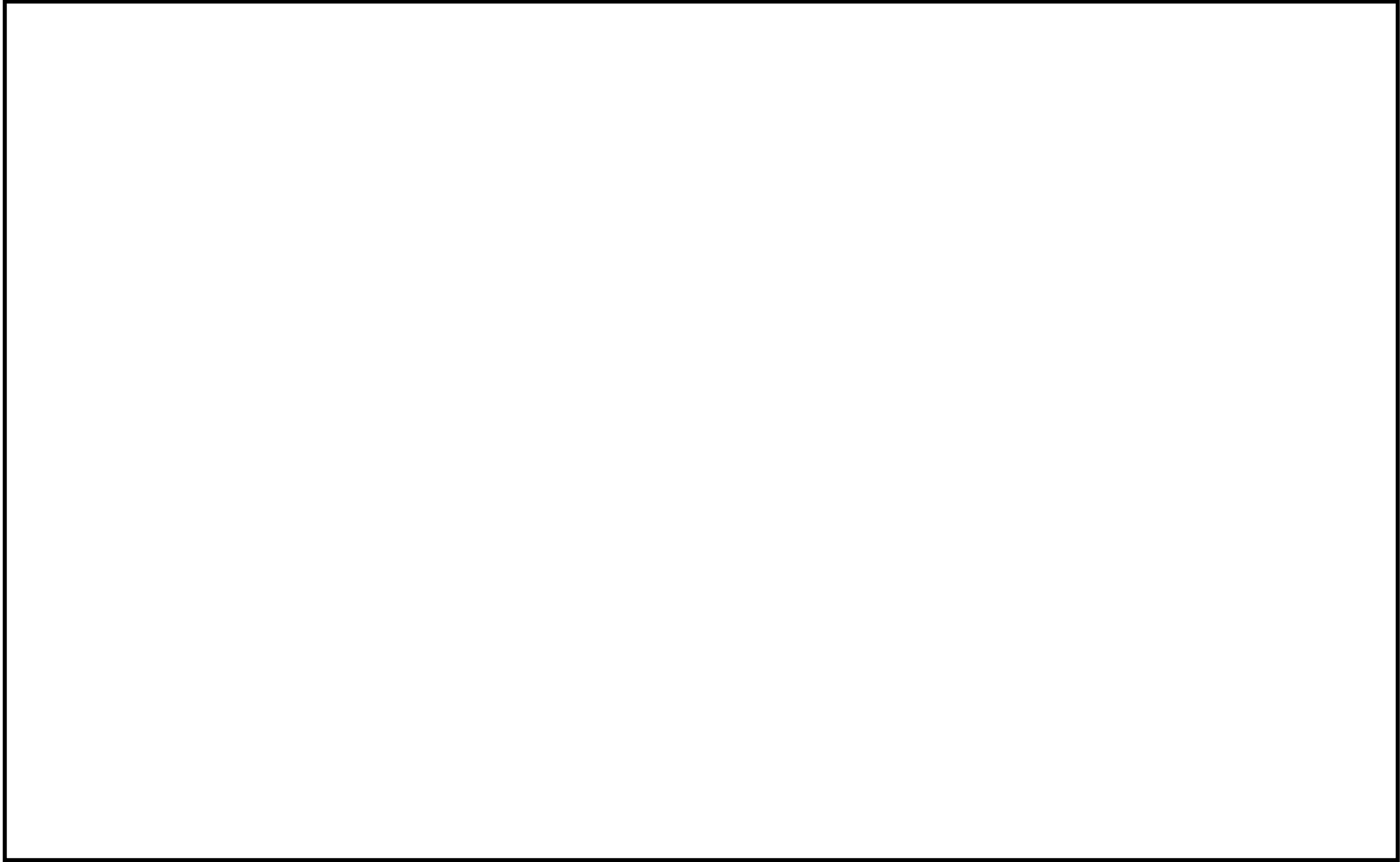
第1.5-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）格納容器制御 「PCV圧力制御」における対応フロー



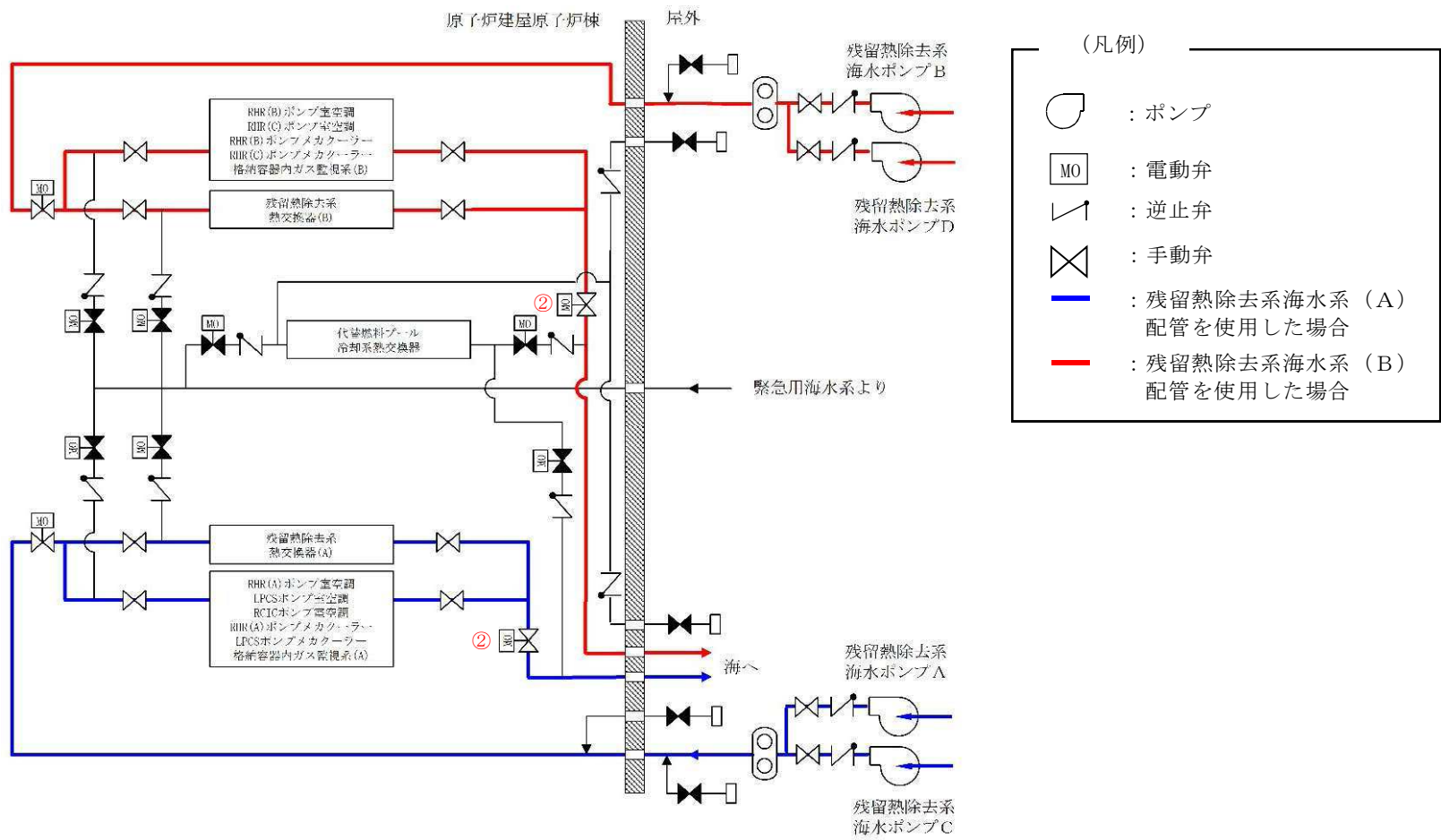
第1.5－3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）格納容器制御 「S／P水位制御」における対応フロー



第1.5－4図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）格納容器制御 「S／P温度制御」における対応フロー



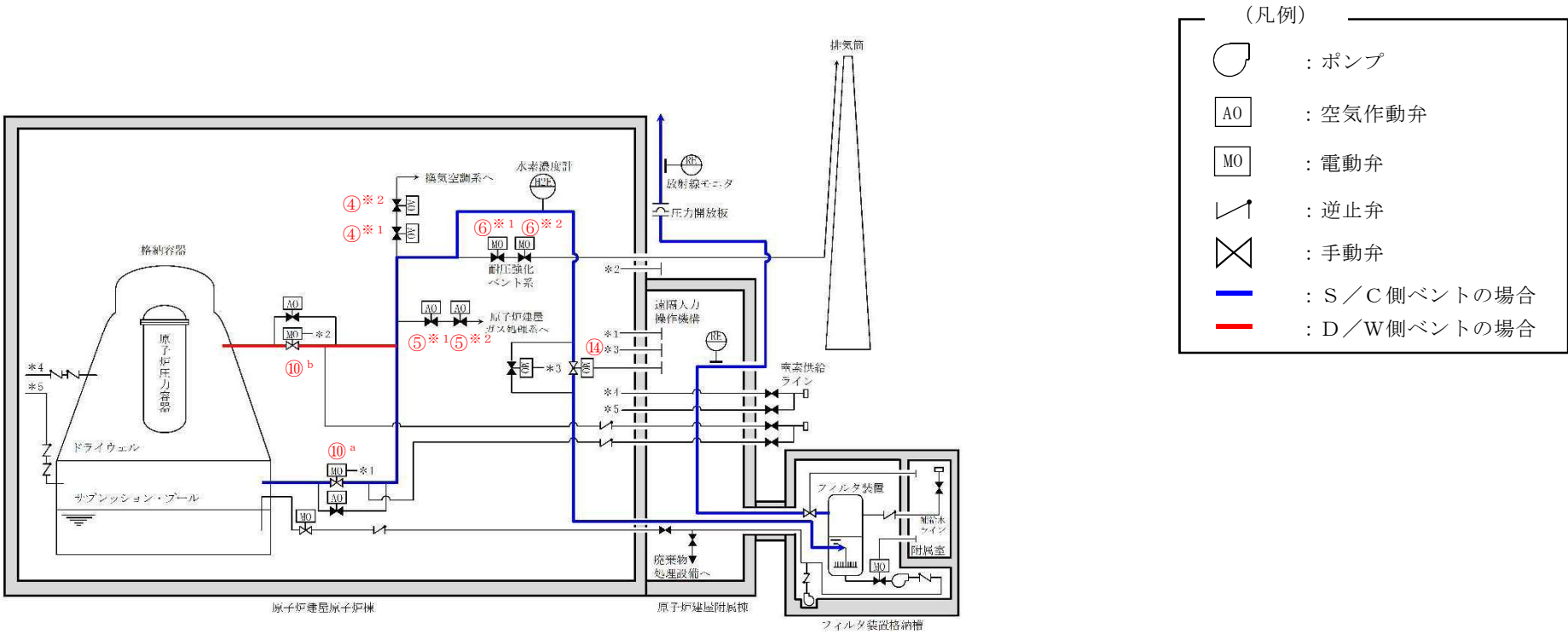
第1.5－5図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）格納容器制御 「D／W温度制御」における対応フロー



操作手順	弁名称
②	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.5-6図 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保 概要図



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1	換気空調系一次隔離弁	⑥※2	耐圧強化ベント系二次隔離弁
④※2	換気空調系二次隔離弁	⑩ ^a	一次隔離弁（S／C側）
⑤※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑩ ^b	一次隔離弁（D／W側）
⑤※2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑭	二次隔離弁
⑥※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁		

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。

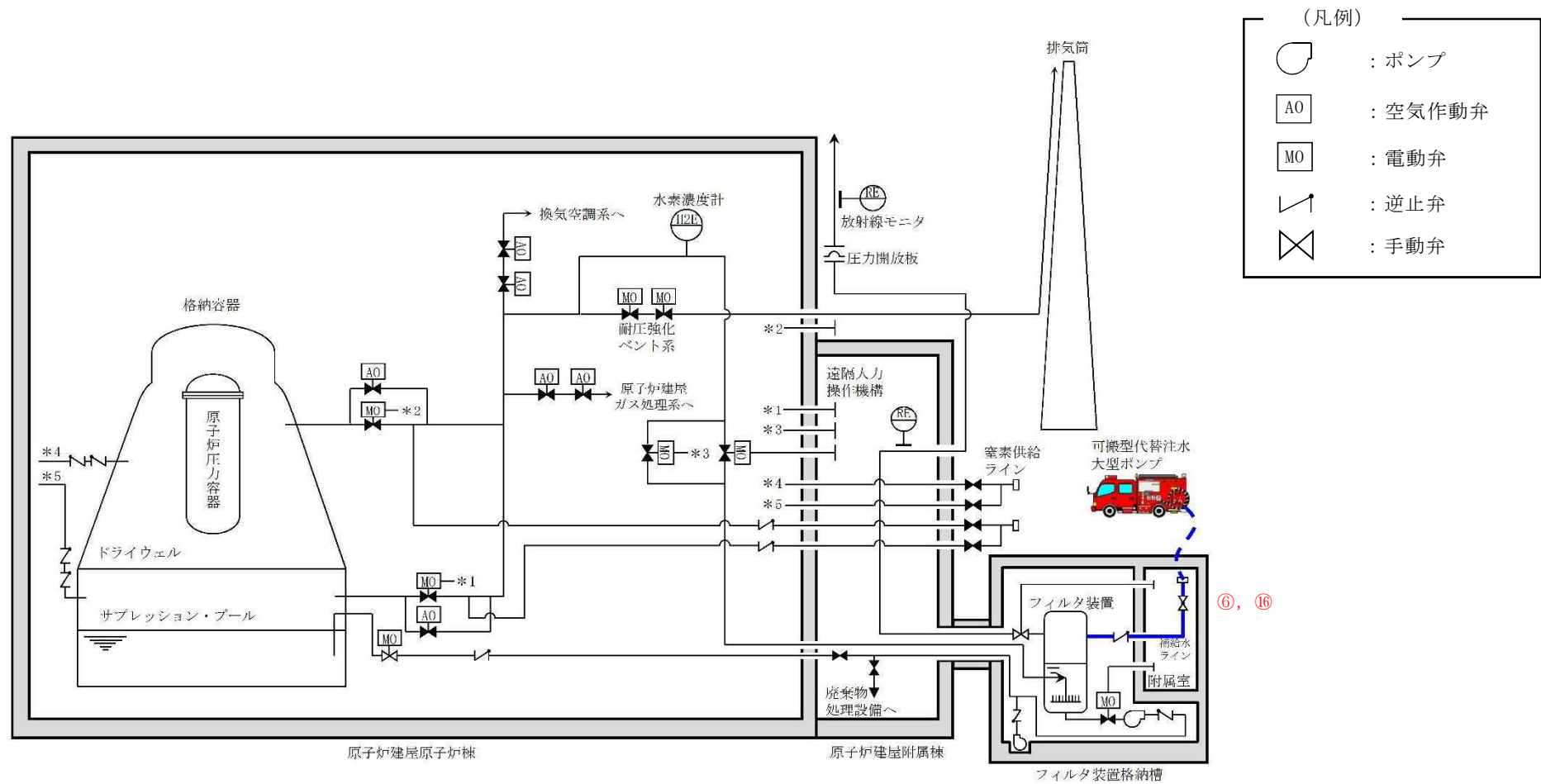
第1.5-7図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 概要図

		経過時間（分）									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要員数	格納容器ベント準備判断									5分 格納容器ベント準備完了
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 （格納容器ベント準備；S／C側ベントの場合）	運転員等 （中央制御室）	1					系統構成				

			経過時間（分）									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要員数		格納容器ベント準備判断					5分	格納容器ベント準備完了			
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 （格納容器ベント準備；D/W側ベントの場合）	運転員等 （中央制御室）	1						系統構成				

			経過時間（分）									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要員数		▽ 格納容器ベント判断					▽ 5分 格納容器ベント				
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	運転員等 (中央制御室)	1						格納容器ベント開始操作				
							→					

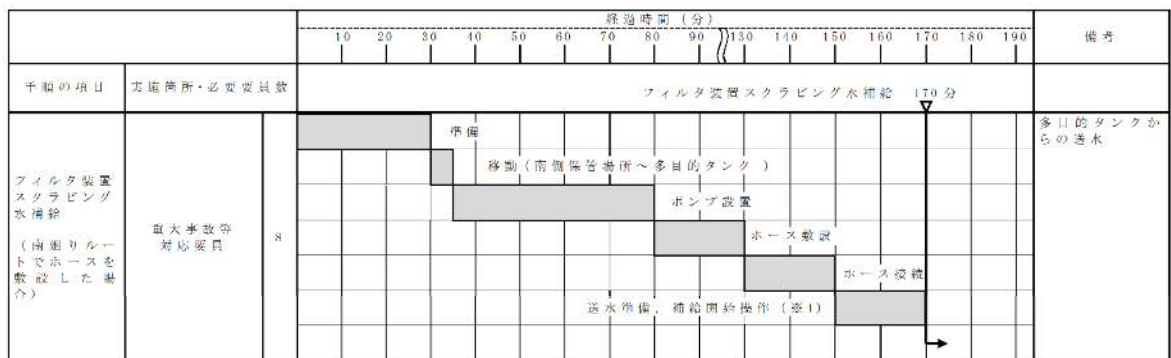
第1.5－8図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥, ⑩	フィルタ装置補給水ライン元弁

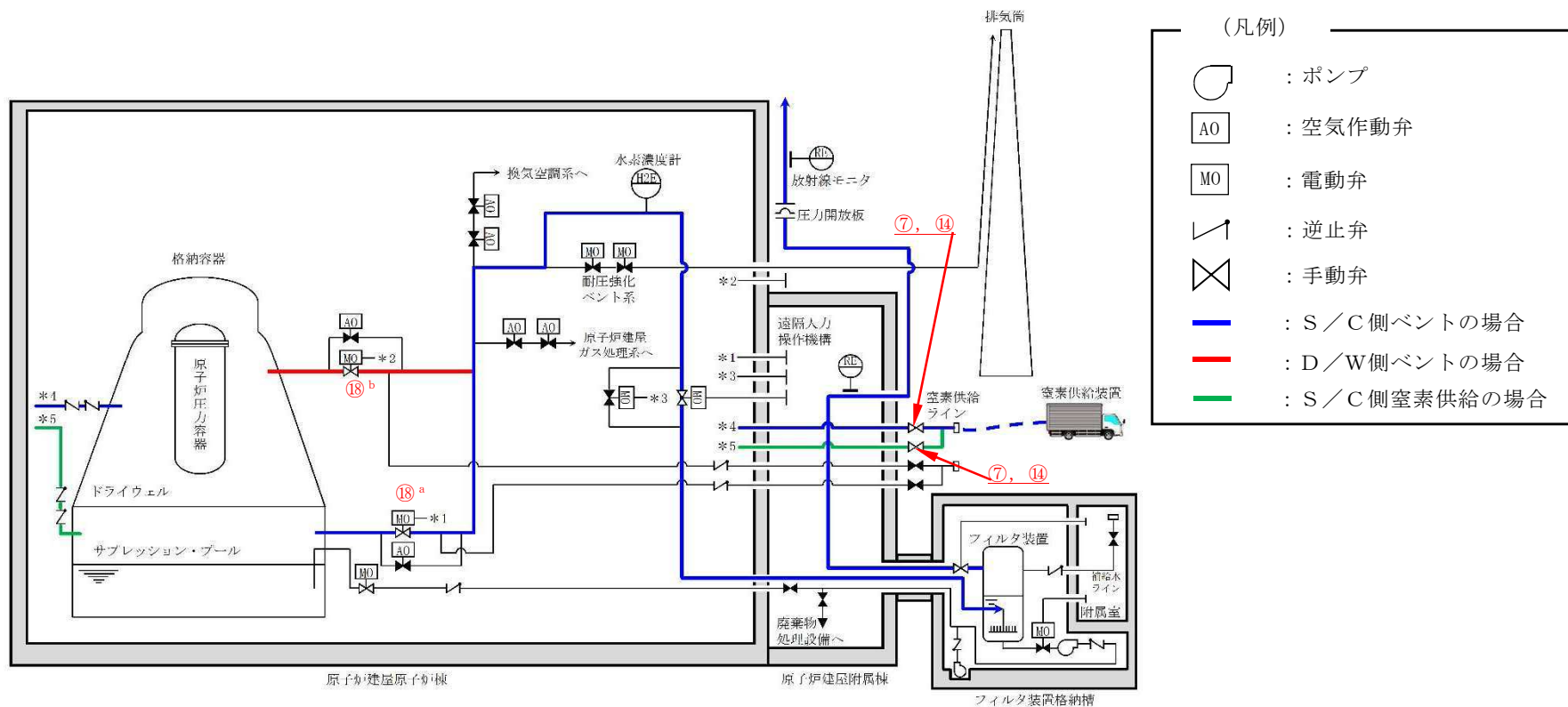
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.5-9図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図



※1：西廻りルートでホースを敷設した場合、フィルタ装置スクラビング水補給開始まで130分以内と想定する。

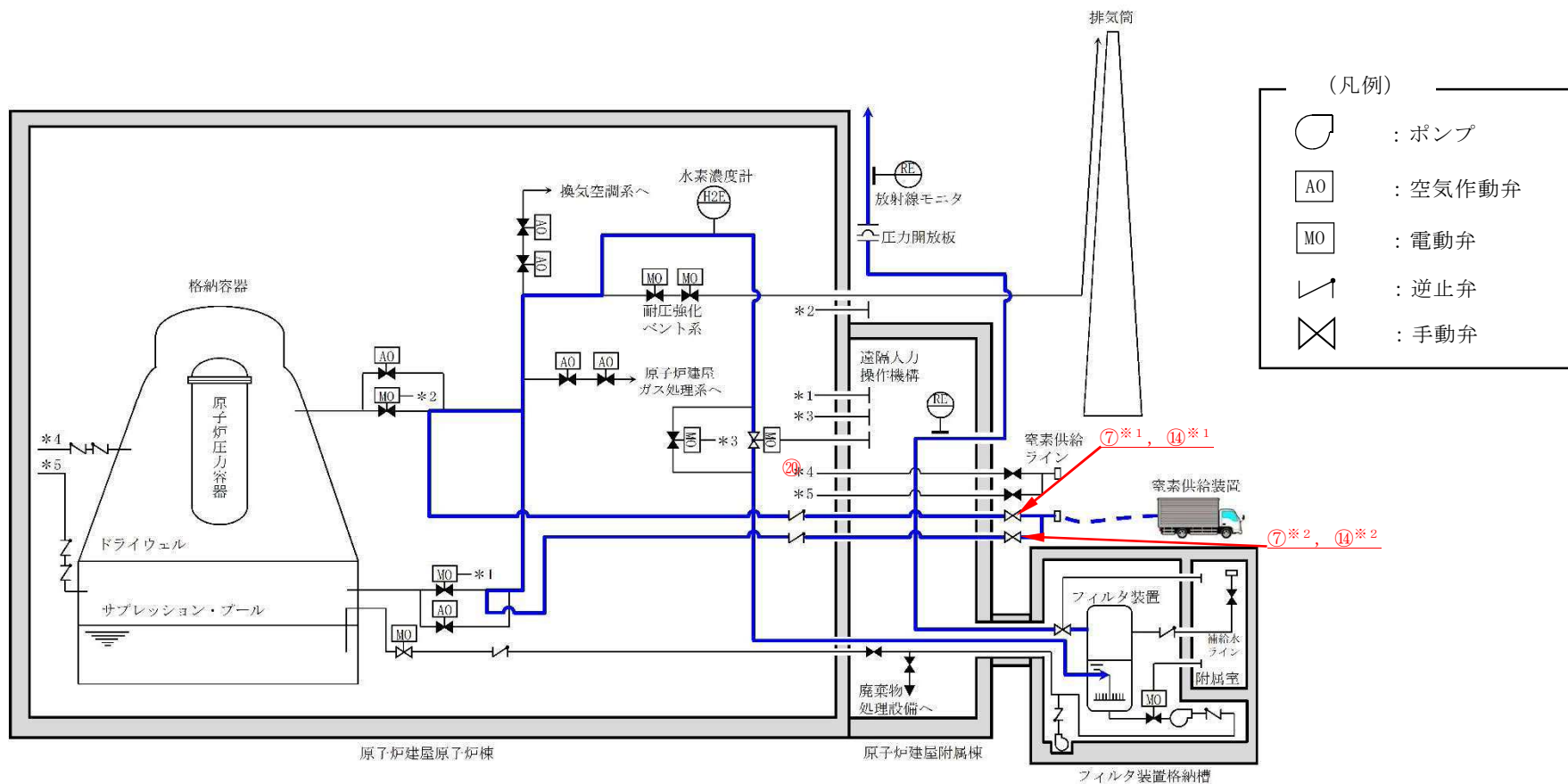
第1.5-10図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦, ⑭	窒素供給ライン元弁 (D / W 側又は S / C 側)
⑱ ^a	一次隔離弁 (S / C 側)
⑱ ^b	一次隔離弁 (D / W 側)

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。

第1.5-11図 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 概要図

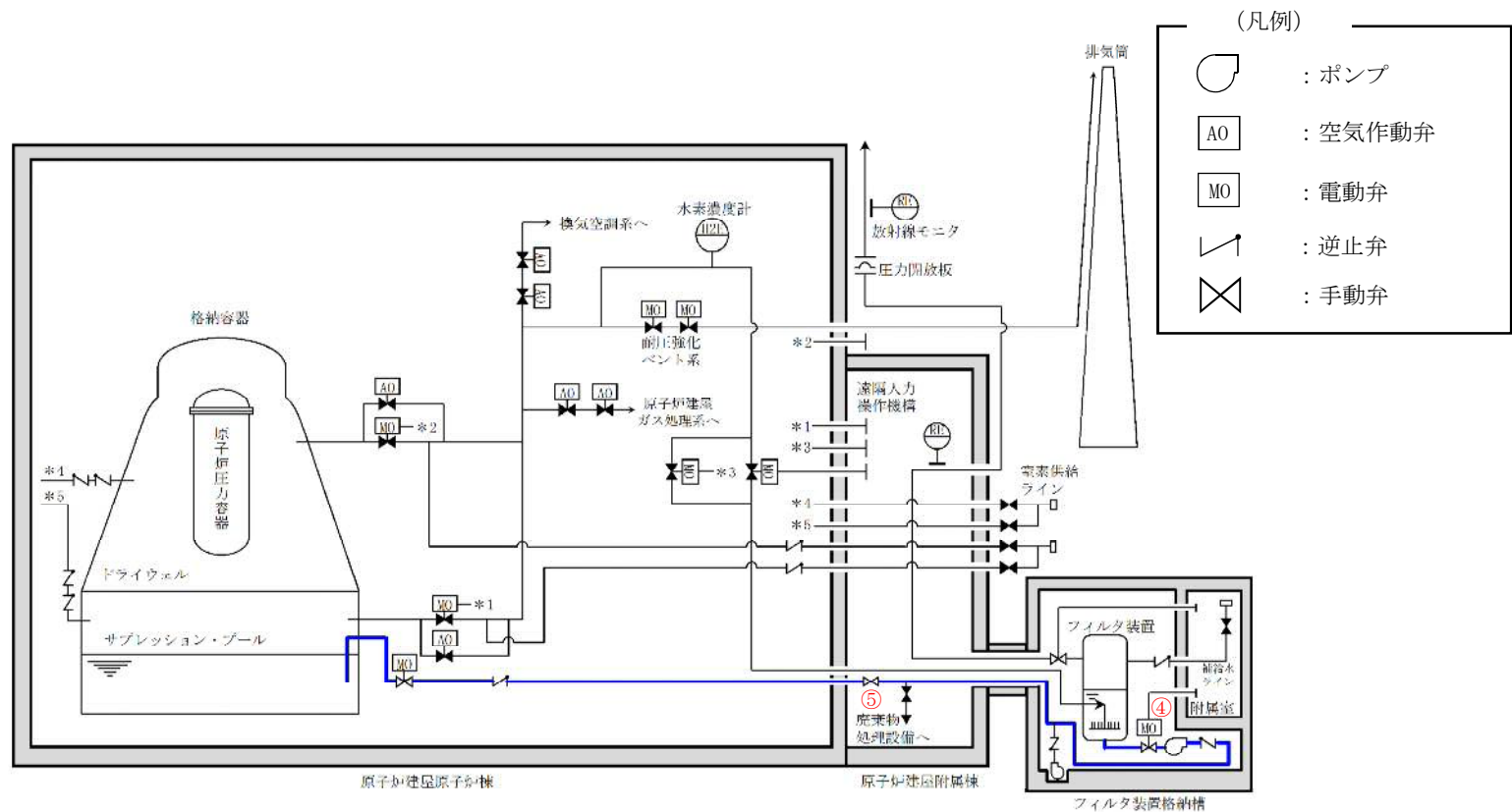


操作手順	弁名称
⑦※1, ※2, ⑭※1, ※2	フィルタ装置窒素供給ライン元弁
⑳	二次隔離弁

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 1.5-13 図 フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換 概要図



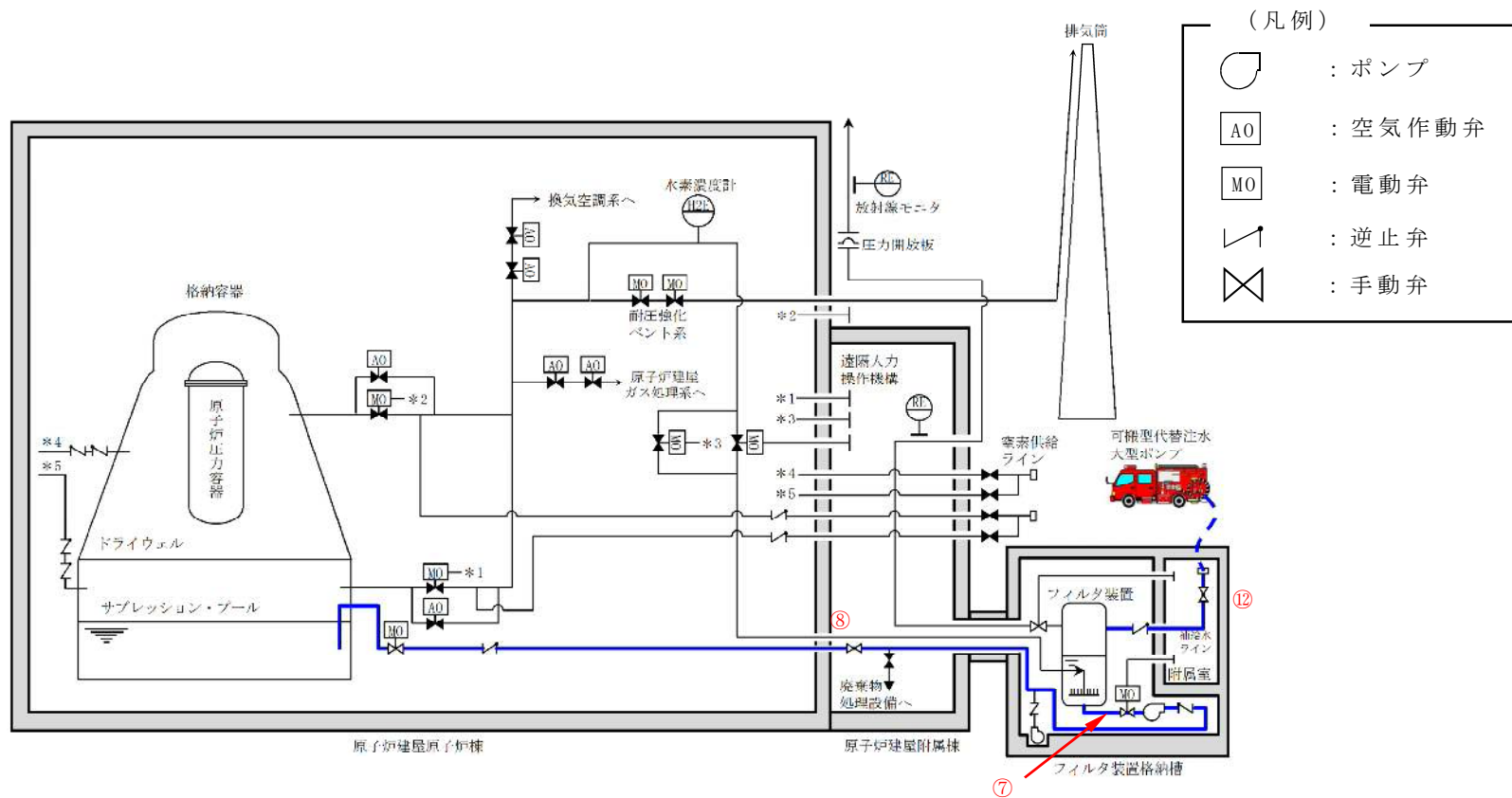
操作手順	弁名称
④	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁
⑤	フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.5-15図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図

		経過時間 (分)															備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	フィルタ装置スクラビング水移送 54分															
フィルタ装置スクラ ビング水移送	運転員等 (中央制御室)	1															
	運転員等 (現場)	2															

第1.5－16図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁
⑧	フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S / C 側)
⑫	フィルタ装置補給水ライン元弁

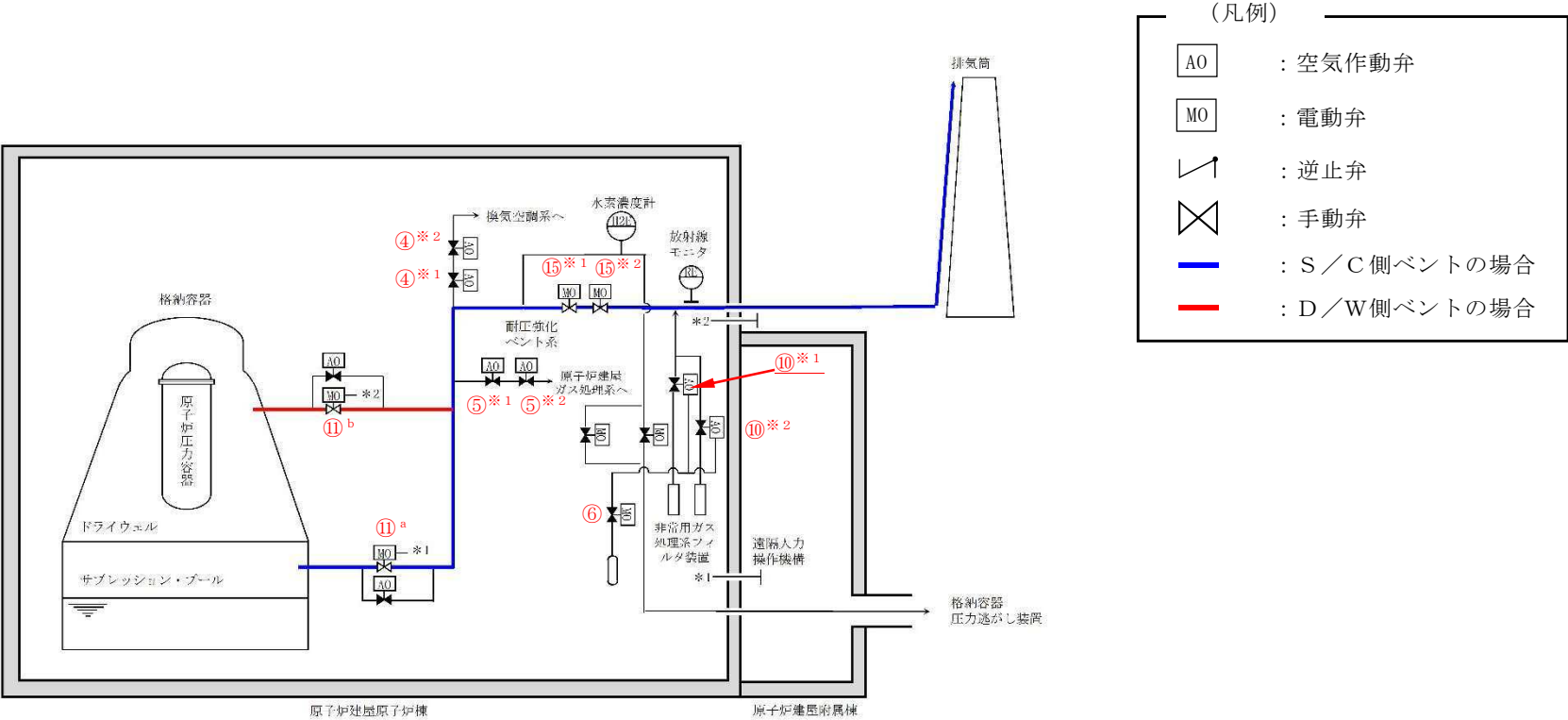
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.5-17 図 フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 概要図

		経過時間(分)																	備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	
工事の項目	実施箇所・必要要員数	フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 174分																	
フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 (南廻りルートでホースを敷設した場合)	運転員等 (中央制御室)	1																起動操作	
	運転員等 (現場)	2																	
	専大事故等 対応要員	8																	多目的タンクからの送水

※1：西廻りルートでホースを敷設した場合、フィルタ装置への送水開始まで130分以内と想定する。

第1.5-18図 フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 タイムチャート



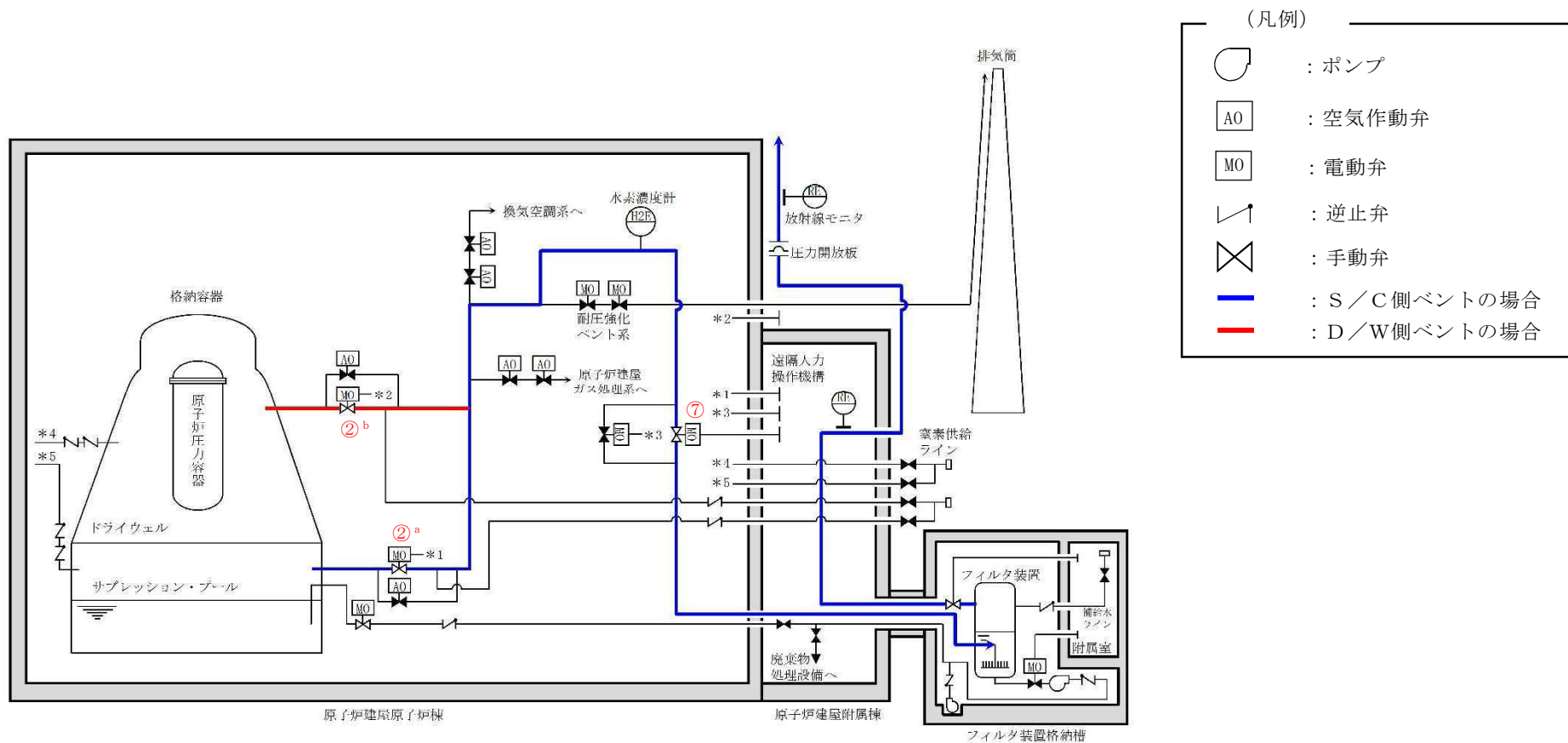
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※ ¹	換気空調系一次隔離弁	⑩※ ²	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B
④※ ²	換気空調系二次隔離弁	⑪ ^a	一次隔離弁 (S / C 側)
⑤※ ¹	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑪ ^b	一次隔離弁 (D / W 側)
⑤※ ²	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑮※ ¹	耐圧強化ベント系一次隔離弁
⑥	バックアップ窒素供給弁	⑮※ ²	耐圧強化ベント系二次隔離弁
⑩※ ¹	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A		

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 1.5－19 図 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 概要図



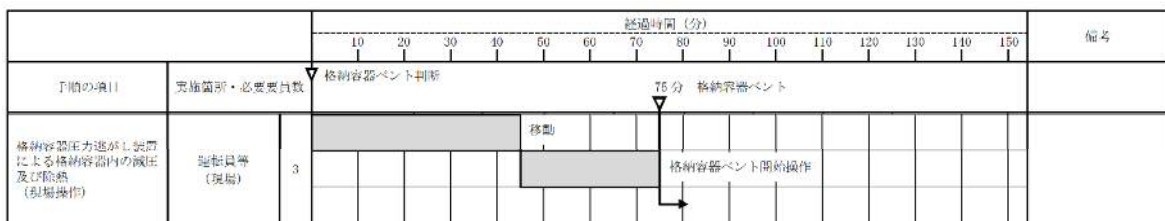
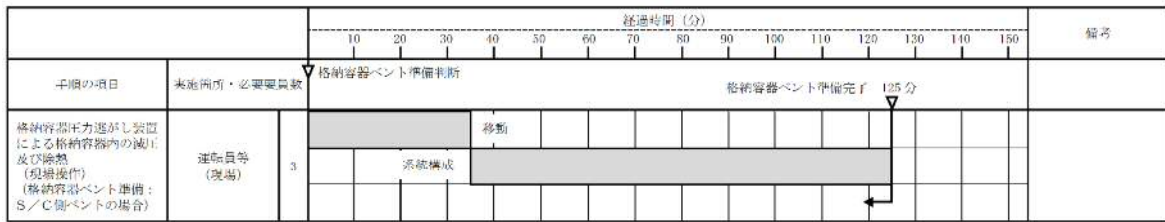
第1.5－20図 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



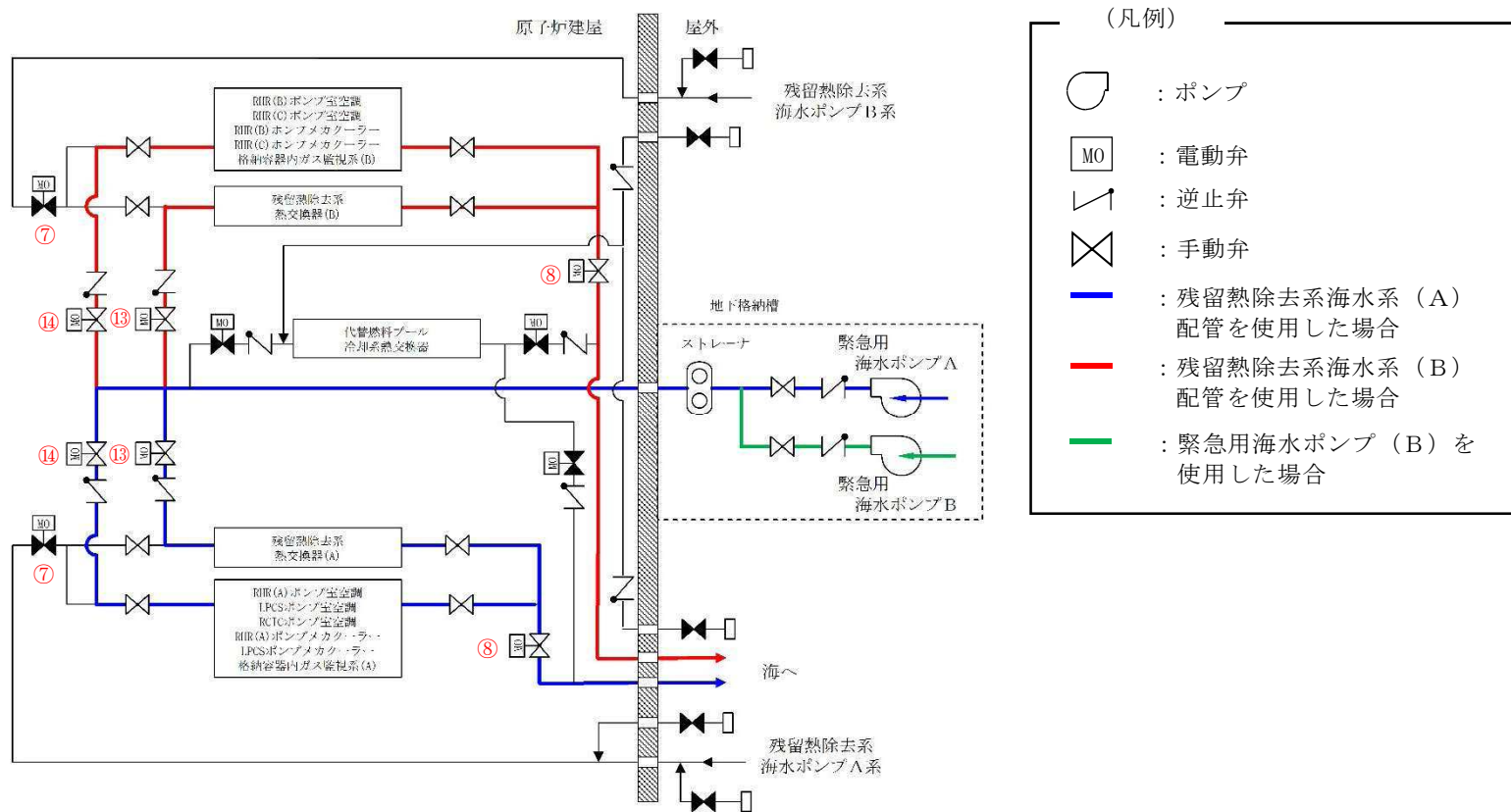
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
② ^a	一次隔離弁 (S / C 側)	⑦	二次隔離弁
② ^b	一次隔離弁 (D / W 側)		

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。

第 1.5-21 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図



第1.5-22図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱
(現場操作) タイムチャート



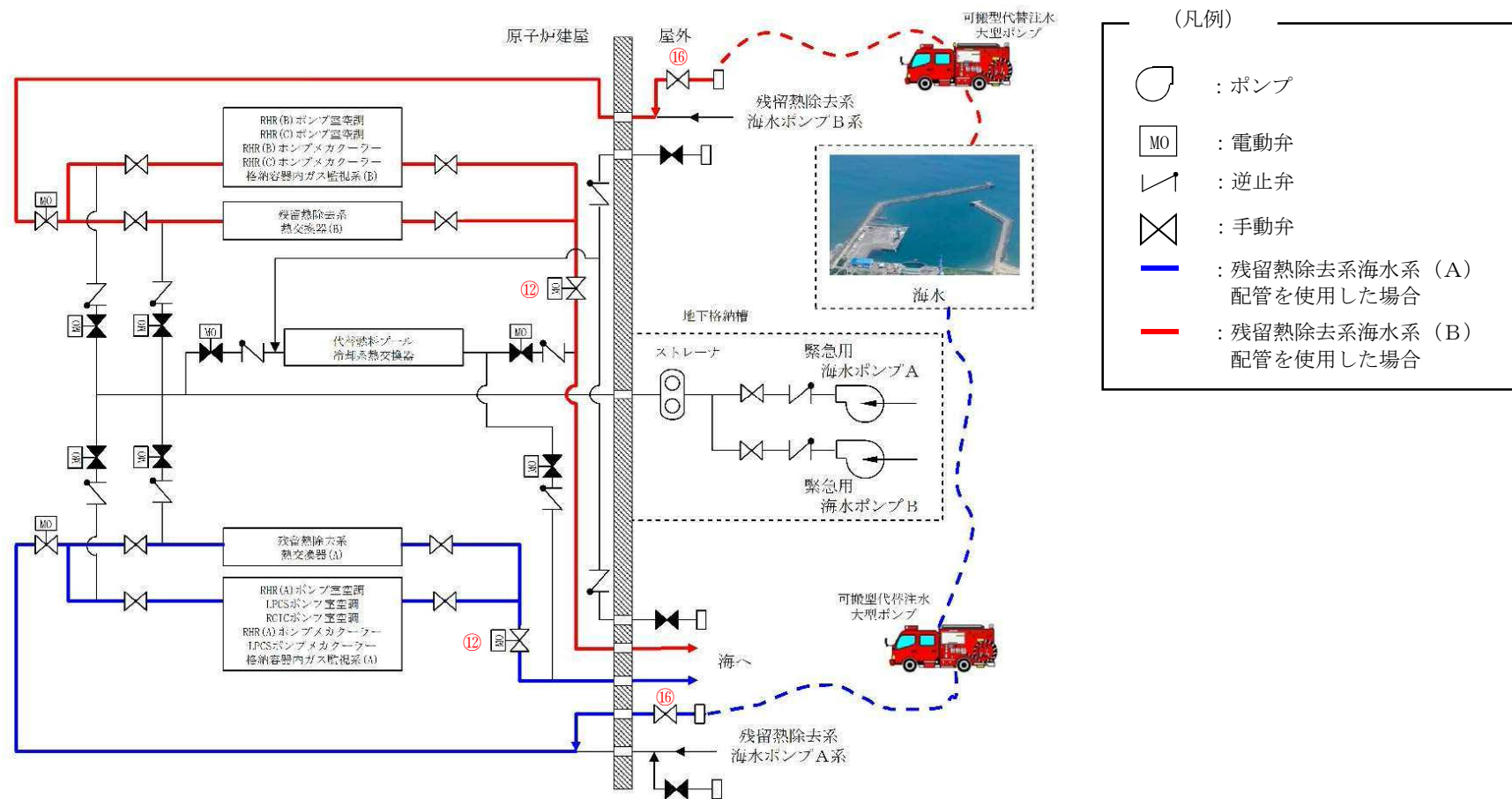
操作手順	弁名称
⑦	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (A) 系又は残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (B) 系
⑧	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁
⑬	緊急用海水系RHR (A) 系熱交換器隔離弁又は緊急用海水系RHR (B) 系熱交換器隔離弁
⑭	緊急用海水系RHR (A) 系補機隔離弁又は緊急用海水系RHR (B) 系補機隔離弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.5-23図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 概要図

		経過時間(分)												備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	緊急用海水系による冷却水の確保 20分													
緊急用海水系による冷却水(海水)の確保	運転員等 (中央制御室)	1	準備												
									系統構成						
									冷却水供給開始時刻						

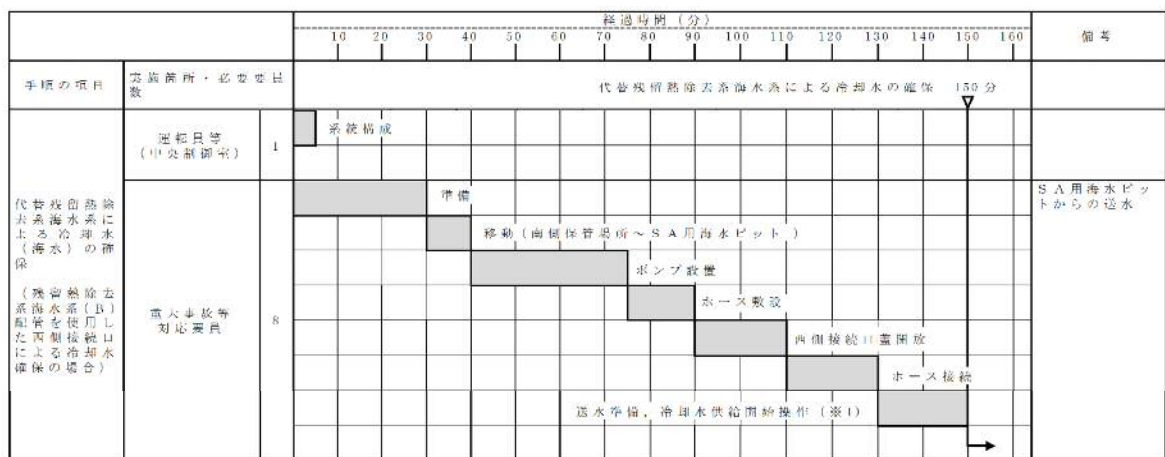
第1.5－24図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑫	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁
⑬	接続口の弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

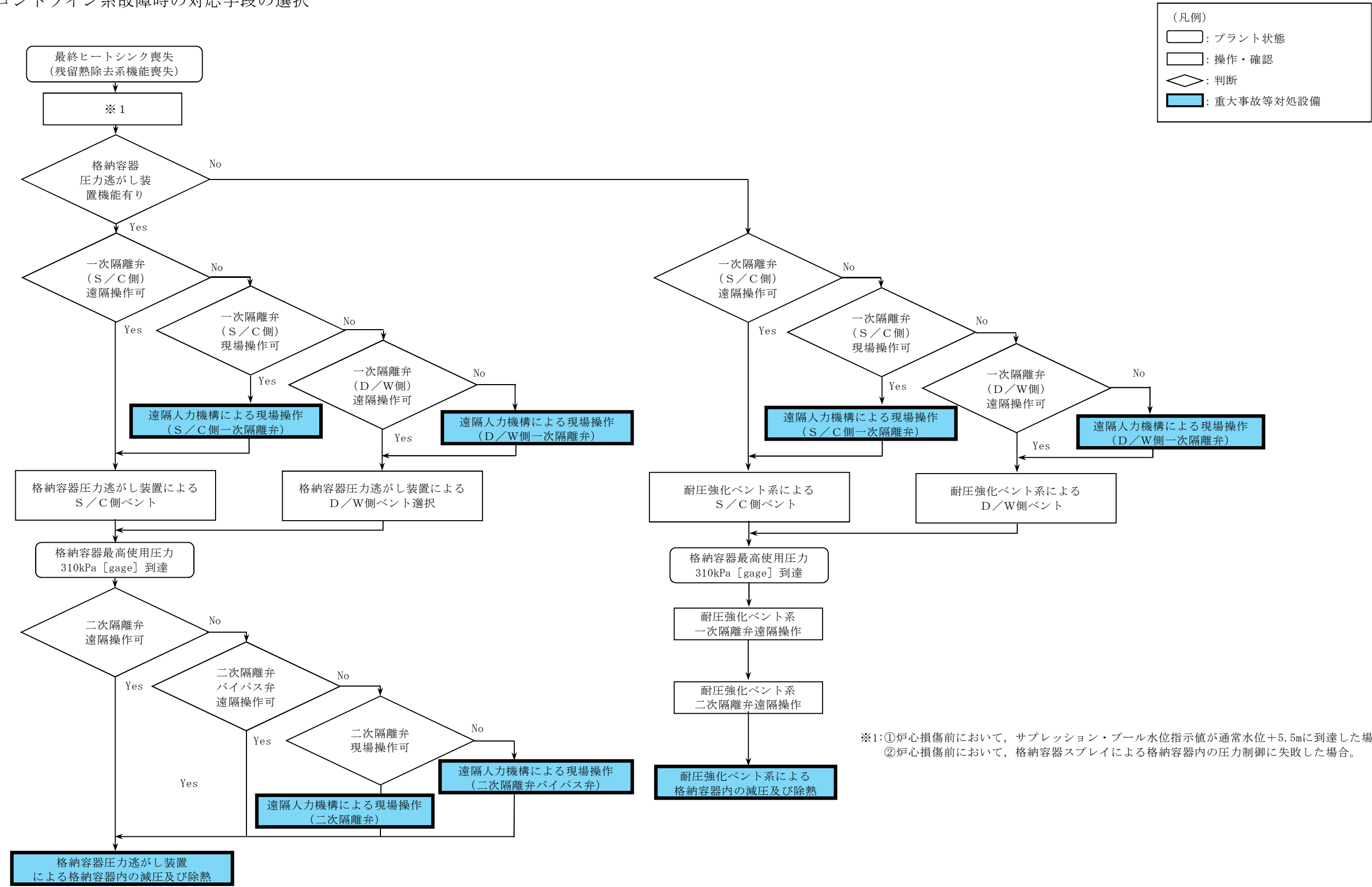
第1.5-25図 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保 概要図



※1：残留熱除去系海水系（A）配管を使用した東側接続口への送水の場合、代替残留熱除去系海水系による冷却水確保開始まで135分以内と想定する。

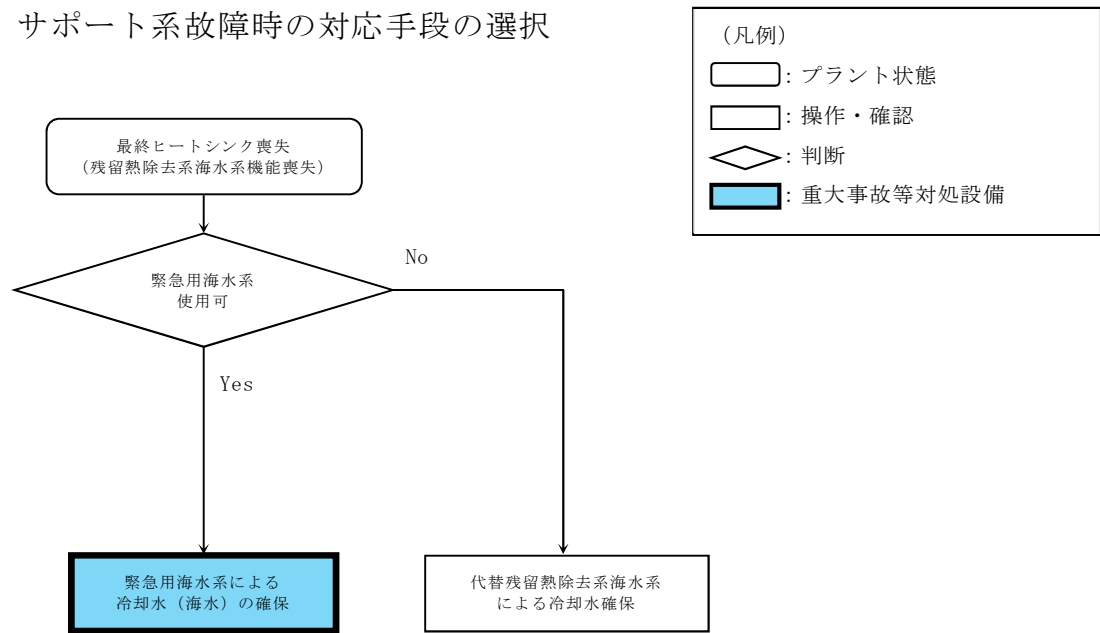
第1.5－26図 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保
タイムチャート

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.5-27図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.5-27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（1.5）	番号	設置許可基準規則（第48条）	技術基準規則（第63条）	番号
【本文】 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最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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。	①	【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最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。	【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最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を施設しなければならない。	③
【解釈】 1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。	—	【解釈】 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。	【解釈】 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。	—
(1) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。	②	a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。	a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。	④ ⑤ ⑥
		d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。	d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第65条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。	⑦

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	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（原子炉停止時冷却系） による原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	既設	① ③	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	再循環系配管・弁	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系） によるサブプレッション・プール水の冷却	サブプレッション・プール	既設	① ③	—	—	—	—	—	—
	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ	既設							
	格納容器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） による格納容器内の冷却	サブプレッション・プール	既設	① ③	—	—	—	—	—	—
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	既設							
	格納容器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	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	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
残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系海水ポンプ	既設	① ③	—	—	—	—	—	—
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	貯留堰	新設							
	取水路	既設							
	残留熱除去系海水系配管・弁・海水ストレーナ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
格納容器圧力逃がし装置による 格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	—
	不活性ガス系配管・弁	既設							
	耐圧強化ベント系配管・弁	新設							
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設							
	格納容器	既設							
	真空破壊弁（S／C→D／W）	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	燃料補給設備	既設							

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	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
格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベント系による	耐圧強化ベント系配管・弁	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	—	—	—	—	—	—
	格納容器	既設							
	不活性ガス系配管・弁	新設 既設							
	非常用ガス処理系配管・弁	新設 既設							
	真空破壊弁（S／C→D／W）	既設							
	非常用ガス処理系排気筒	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
遠隔人力操作機構 格納容器圧力逃がし装置の	遠隔人力操作機構	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	—
	—	—							

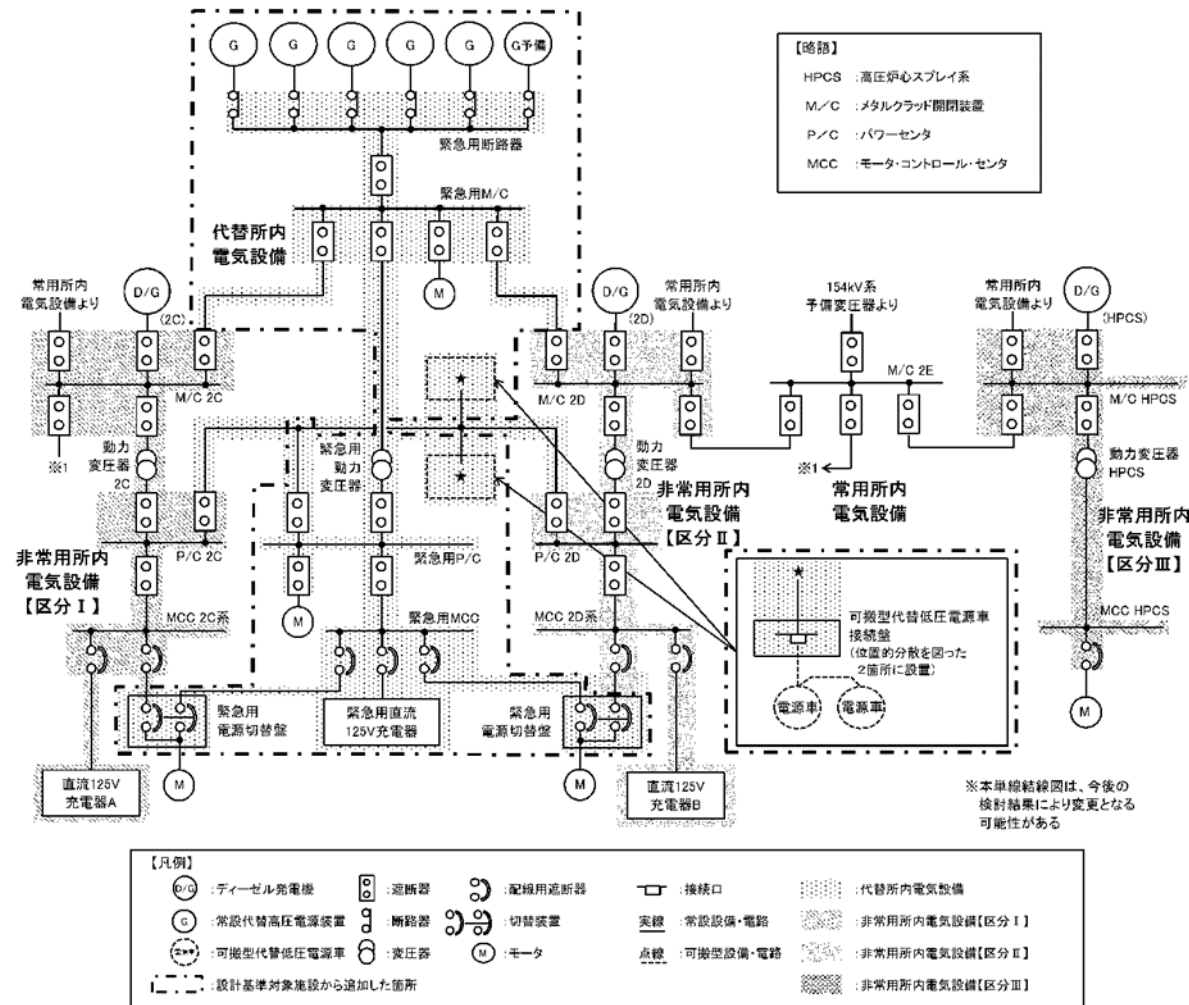
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／6）

 ：重大事故等対処設備
 ：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

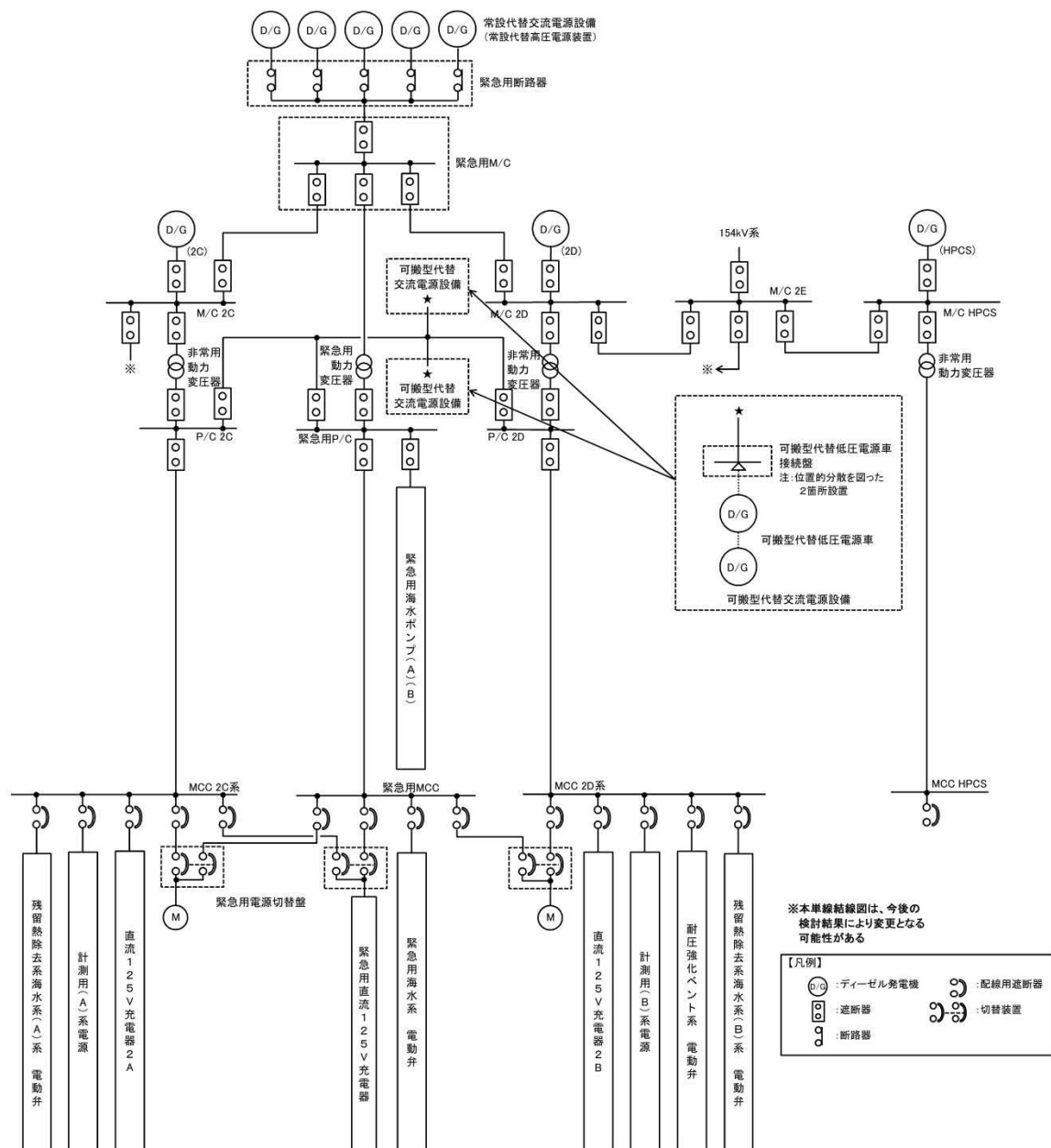
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
緊急用海水系による除熱	緊急用海水ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	代替残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系熱交換器	既設	180分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
	緊急用海水系配管・弁・ストレーナ	新設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設			残留熱除去系海水系配管・弁	既設			
	S A用海水ピット取水塔	新設			S A用海水ピット取水塔	常設			
	海水引込み管	新設			海水引込み管	常設			
	緊急用海水取水管	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	緊急用海水ポンプピット	新設			燃料補給設備	常設可搬			
	常設代替交流電源設備	新設			—	—	—	—	—
	燃料補給設備	新設							
	—	—	—						

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／6）

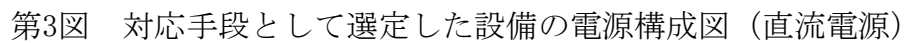
技術的能力審査基準（1.5）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止する手段として、最終ヒートシンク（海洋）及び最終ヒートシンク（大気）へ輸送するために必要な手順等を整備する。
【解釈】 1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。	残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンク（海洋）が喪失したことを想定し、緊急用海水系及び可搬型代替注水大型ポンプを整備する。 加えて残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合を想定し、最終ヒートシンク（大気）へ輸送するため格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を整備する。



第1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）



重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

(1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作による格納容器ベント

a. 操作概要

格納容器内の減圧及び除熱を格納容器圧力逃がし装置を使用して行う。
中央制御室から遠隔にて格納容器圧力逃がし装置の操作ができない場合に、遠隔人力操作機構により操作を実施する。

b. 作業場所

一次隔離弁（S／C側）：原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）

一次隔離弁（D／W側）：原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）

二次隔離弁：原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）

二次隔離弁バイパス弁：原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の除熱及び減圧に必要な要員数、所要時間のうち、電動弁の遠隔人力操作機構の操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：6名（運転員等3名，重大事故等対応要員3名）

所要時間目安（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

一次隔離弁（S／C側）：格納容器ベント準備を判断してから 125 分
以内

一次隔離弁（D／W側）：格納容器ベント準備を判断してから 140 分
以内

二次隔離弁：格納容器ベント判断から 75 分以内

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。現場操作員の放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構は、二次格納施設外に設置している。また、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、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：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、中央制御室との連絡が可能である。

(2) フィルタ装置スクラビング水補給

a. 操作概要

格納容器ベント操作時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため、フィルタ装置のスクラビング水補給を実施する。

b. 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給に必要な要員数（8名）、所要時間（170分以内）のうち、最長時間を要する多目的タンクから接続口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：170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する。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とする。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する。

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。



可搬型代替注水大型ポンプ



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)

(3) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇するため、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟東側屋外

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器ベント停止時の格納容器内の不活性ガス（窒素）置換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：220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：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：ホースの接続は汎用の結合金具であり，容易に操作可能とする。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する。

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。

(4) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

格納容器ベント停止後において、排気中に含まれる可燃性ガス及び水の放射線分解により発生する水素により系統内の水素濃度が上昇するため、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟東側屋外

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器ベント停止時のフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：225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：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：ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に操作可能とする。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する。

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。

(5) フィルタ装置スクラビング水移送

a. 操作概要

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積すること
を防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサプレッション・プー
ルへの移送を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラビング水移送に必要な要員数（3名）、所要時間
（54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（運転員等2名）

所要時間目安：50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）
を装備又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。また、アクセスルート上に支障となる設備はな
い。

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，中央制御室との連絡が可能である。

(6) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

a. フィルタ装置スクラビング水移送ライン系統構成

(a) 操作概要

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積すること
を防止するため、スクラビング水移送ラインの洗浄を実施する。

(b) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（管理区域）

(c) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄に必要な要員数（11
名），所要時間（174 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（運転員等2名）

所要時間目安：170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）を装備又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。また，アクセスルート上に支障となる設備はな
い。

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，P H S 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。

b. 可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

(a) 操作概要

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積すること
を防止するため、スクラビング水移送ラインの洗浄を実施する。

(b) 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室

(c) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給
に必要な要員数（11名），所要時間（174分以内）のうち，最長時間
を要する取水箇所から接続口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：170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とする。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する。

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。

2. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

a. 操作概要

代替残留熱除去系海水系により残留熱除去系海水系へ冷却水の供給を行う。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋附属棟東側及び西側周辺、取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

代替残留熱除去系海水系による冷却水確保に必要な要員数，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：150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：送水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送水ホースを
配備する。また，作業エリア周辺には，支障となる設備は
なく，十分な作業スペースを確保する。

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，P
HS 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。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



東海港での送水訓練
(ホース敷設)



東海港での送水訓練
(水中ポンプユニット設置)



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)

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.5.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 残留熱除去系海水系による冷却水(海水)の確保	—	原子炉で発生した崩壊熱又は事故時に格納容器内を冷却する必要がある場合。	—
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順	(1) 最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(交流動力電源が健全である場合)	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。
		(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		(b) フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。	フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。
		(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系及サプレッション・プール冷却系)又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が確保されている場合。	—
		(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換	格納容器内の不活性ガス(窒素)置換が終了した場合。	—
		(e) フィルタ装置スクラビング水移送	フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、フィルタ装置水位が確保されている場合。	—

1. 判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順	(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）	(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。	—
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順	(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）	b. 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上
	(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上
1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順	(1) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送	a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、残留熱除去系海水系を使用できない場合。	—
		b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保	残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系を使用できない場合で、緊急用海水系が機能喪失した場合。	—

2. 操作手順の解釈一覧 (1/4)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.5.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 残留熱除去系海水系による冷却水 (海水)の確保	—	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁 残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁	—
			残留熱除去系海水系系統流量指示値が $1,772\text{m}^3/\text{h}$ 以上に上昇	残留熱除去系海水系系統流量指示値が $1,772\text{m}^3/\text{h}$ 以上に上昇
1.5.2.2 フロントライン系故障 時の対応手順	(1) 最終ヒートシンク (大気)への代替 熱輸送(交流動力 電源が健全である 場合)	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	換気空調系一次隔離弁 換気空調系二次隔離弁	—
			原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	—
			耐圧強化ベント系一次隔離弁 耐圧強化ベント系二次隔離弁	—
			一次隔離弁 (S/C側)	—
			一次隔離弁 (D/W側)	—
			サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m
		(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	格納容器内圧力指示値が 310kPa [gage] に到達	格納容器内圧力指示値が 310kPa [gage] に到達
			二次隔離弁	—
			二次隔離弁バイパス弁	—
			格納容器内圧力指示値が 310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が 310kPa [gage] 以下
			格納容器内温度指示値が 200°C 以下	格納容器内温度指示値が 200°C 以下
			格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満
		(b) フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ装置補給水ライン元弁	—
			フィルタ装置水位指示値が通常値	—

2. 操作手順の解釈一覧 (2/4)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.5.2.2 フロントライン系故障 時の対応手順	(1) 最終ヒートシンク (大気)への代替 熱輸送(交流動力 電源が健全である 場合)	(c) 格納容器内の不活 性ガス(窒素)置 換	窒素供給ライン元弁 (D/W側又はS/C側)	—
			格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満 まで低下	—
			一次隔離弁 (S/C側)	—
			一次隔離弁 (D/W側)	—
		(d) フィルタ装置の不 活性ガス(窒素) 置換	フィルタ装置窒素供給ライン元弁	—
			フィルタ装置スクラビング水温度指示値が50℃以下	フィルタ装置スクラビング水温度指示値が 50℃以下
			二次隔離弁	—
			二次隔離弁バイパス弁	—
		(e) フィルタ装置スク ラビング水移送	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁	—
			フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)	—
			フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下	フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下
		(f) フィルタ装置スク ラビング水移送ラ イン洗浄	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁	—
			フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)	—
			フィルタ装置補給水ライン元弁	—
			フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下	フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下
		b. 耐圧強化ベント系 による格納容器内 の減圧及び除熱	換気空調系一次隔離弁 換気空調系二次隔離弁	—
			原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	—
			計器用空気系系統圧力指示値が0.52MPa [gage] 以下	計器用空気系系統圧力指示値が0.52MPa [gage] 以下
			バックアップ窒素供給弁	—

2. 操作手順の解釈一覧 (3/4)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.5.2.2 フロントライン系故障 時の対応手順	(1) 最終ヒートシンク (大気) への代替 熱輸送 (交流動力 電源が健全である 場合)	b. 耐圧強化ベント系 による格納容器内 の減圧及び除熱	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 B	—
			一次隔離弁 (S/C 側)	—
			一次隔離弁 (D/W 側)	—
			格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に 到達
			耐圧強化ベント系一次隔離弁 耐圧強化ベント系二次隔離弁	—
			格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以 下
			格納容器温度指示値が200℃以下	格納容器温度指示値が200℃以下
			格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満
	(2) 最終ヒートシンク (大気) への代替 熱輸送 (全交流動 力電源喪失の場 合)	a. 格納容器圧力逃が し装置による格納 容器内の減圧及び 除熱 (現場操作)	一次隔離弁 (S/C 側)	—
			一次隔離弁 (D/W 側)	—
			サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m	サプレッション・プール水位指示値が通常 水位+6.5m
			格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に 到達
			二次隔離弁	—
			二次隔離弁バイパス弁	—
			格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以 下
			格納容器温度指示値が200℃以下	格納容器温度指示値が200℃以下
			格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満

2. 操作手順の解釈一覧 (4/4)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順	(1) 最終ヒートシンク (海洋) への代替 熱輸送	a. 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (A) 系 残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (B) 系	—
			残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁 残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁	—
			緊急用海水系 RHR (A) 系熱交換器隔離弁 緊急用海水系 RHR (B) 系熱交換器隔離弁	—
			緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 指示値が $600\text{m}^3/\text{h}$ 以上	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 指示値が $600\text{m}^3/\text{h}$ 以上
			緊急用海水系 RHR (A) 系補機隔離弁 緊急用海水系 RHR (B) 系補機隔離弁	—
			緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 指示値が $26\text{m}^3/\text{h}$ 以上	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 指示値が $26\text{m}^3/\text{h}$ 以上
		b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水 (海水) の確保	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁 残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁	—
			残留熱除去系海水系系統流量指示値が $690\text{m}^3/\text{h}$ 以上に上昇	残留熱除去系海水系系統流量指示値が $690\text{m}^3/\text{h}$ 以上に上昇

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.11.1 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. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

(b) 漏えい抑制

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 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段及び設備

(a) 使用済燃料プールのスプレイ

(b) 漏えい緩和

(c) 大気への拡散抑制

(d) 重大事故等対処設備

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

(b) 代替電源による給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1. 11. 2 重大事故等時の手順

1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プール代替注水

- a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- b．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
- c．補給水系による使用済燃料プール注水
- d．消火系による使用済燃料プール注水

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

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) 使用済燃料プールスプレイ

- a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ
- b．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
- c．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

(2) 漏えい緩和

- a．使用済燃料プール漏えい緩和

(3) 大気への拡散抑制

- a．可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

(4) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

(1) 使用済燃料プールの状態監視

- a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動
- b. 代替電源による給電

1. 11. 2. 4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却

- a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
 - (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
 - (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
 - (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1. 11. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1. 11. 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. 11. 3 重大事故対策の成立性

- 1. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系
(注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水（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）

- (2) 系統構成

- 2. 補給水系による使用済燃料プール注水

- 3. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水

- 4. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注
水

5. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系
(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プール
スプレイ (淡水／海水)
6. 使用済燃料プール漏えい緩和
7. 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水 (海水) の確保

添付資料1.11.4 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. 11 使用済燃料貯蔵槽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、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3－1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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と同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

- a) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
- 3 第 2 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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。
 - a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。
- 4 第 1 項及び第 2 項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。
 - a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。
 - b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備する。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使

用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備する。

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。

1.11.1 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

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を設置している。

また、使用済燃料プールの注水機能を有する設備として、補給水系を設置している。

これらの冷却機能及び注水機能が故障等により喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設が有する機能、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1.11-1図）

使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和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。なお、使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより、臨界未満に維持される。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏

えい発生時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定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、設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）※¹及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※²を選定する。

また、資機材※³による使用済燃料プール水の漏えいを緩和する対応手段を選定する。

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって、新たに重大事故等に対処する機能が付加されていない設備。

※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。

※3 資機材

使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるシール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り降ろしロープを示す。

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五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系

（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が故障等により機能喪失した場合，使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合，又は使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし，使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。

設計基準対象施設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対象施設，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1.11-1表に整理する。

a．使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に，使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段がある。

i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水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) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水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

- iii) 補給水系による使用済燃料プール注水

補給水系による使用済燃料プール注水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

- iv) 消火系による使用済燃料プール注水

消火系による使用済燃料プール注水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

- (b) 漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフォンブレイク用配管によりサイフォン現象の継続を停止する手段がある。

なお、サイフォンブレイク用配管は作動機構を有さない設備であり、電源及び操作を必要としない。

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.11.1(2) a. (a) i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」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。

「1.11.1(2) a. (a) ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」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。

「1.11.1(2) a. (b) 漏えい抑制」で使用する設備のうち、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）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1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・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、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する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、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

b. 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段及び設備

(a) 使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。

- i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ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
- ・ 常設スプレイヘッド

- ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設ス

プレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールスプレイ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
- ・常設スプレイヘッダ

iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ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
- ・可搬型スプレイノズル

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を接着したステンレス鋼板にロープを取り付け、漏えい箇所まで吊り下げることにより、使用済燃料プール水の漏えいを緩和する手段がある。

この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・シール材
- ・接着剤
- ・ステンレス鋼板
- ・吊り降ろしロープ

(c) 大気への拡散抑制

重大事故等により，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合に，放水設備により大気への拡散を抑制する手段がある。

大気への拡散抑制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
- ・放水砲
- ・S A用海水ピット

なお，大気への拡散抑制の操作手順については，「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(d) 重大事故等対処設備

「1.11.1(2) b. (a) i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち，常設低圧代替注水系ポンプ，代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッダは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) b. (a) ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッダは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) b. (a) iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽及び可搬型スプレイノズルは重大事故等対処設備として位

置づける。

「1.11.1(2) b. (c) 大気への拡散抑制」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及びS A用海水ピット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1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・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用空冷装置を含む）

(b) 代替電源による給電

上記「1.11.1(2) c. (a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設

備について、全交流動力電源又は直流電源の喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・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用空冷装置を含む）

(c) 重大事故等対処設備

「1.11.1(2) c. (a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設備のうち、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び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用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) c. (b) 代替電源による給電」で使用する設備のうち、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び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用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合に、緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、代替燃料プール冷却系にて使用済燃料プールを冷却する手段がある。

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替燃料プール冷却系ポンプ
- ・代替燃料プール冷却系熱交換器
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.11.1(2) d. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却」で使用する設備のうち、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水系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1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、使用済燃料プール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。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置及びホース接続等に時間を要し，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，代替燃料プール冷却系が使用可能であれば，使用済燃料プールを冷却する手段として有効である。

e．手順等

上記「a．使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」，

「b．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段及び設備」，「c．重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d．重大事故等時における使用済燃料プールの冷却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）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.11-1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1.11-2表，第1.11-3表）

※1 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.11.2）

1.11.2 重大事故等時の手順

1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プール代替注水

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）は，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟地上6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等の準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。なお，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合において，代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に，概要図を第1.11-3図に，タイ

ムチャートを第1.11-4図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール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、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール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、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、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。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン元弁を開にする。
- ⑧運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にし、使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認した後、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等を使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するように指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで13分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使

用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において、代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（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1.11-2図に、概要図を第1.11-5図に、タイムチャートを第1.11-6図に示す。

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・弁の接続口への可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン）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可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。

④発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。

- ⑤運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※¹及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール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。
- ⑦運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン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使用済燃料プール注水ライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にする。
- ⑩運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑪発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水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、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送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の起動を指示する。
- ⑮重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、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、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑰発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。
- ⑲発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを連絡する。
- ⑳発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するように指示する。

②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）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（西側接続口による使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、170分以内と想定する。

【現場操作（西側接続口による使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口による使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、135分以内と想定する。

【現場操作（東側接続口による使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、135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に、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。

(添付資料1.11.3)

c. 補給水系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，復水貯蔵タンクを水源として復水移送ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールに注水ができず，使用済燃料プールへアクセスが可能な場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

補給水系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に，概要図を第1.11-7図に，タイムチャートを第1.11-8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使用済燃料プール注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラ用空冷

装置が起動していること※¹及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、補給水系による使用済燃料プール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、発電長に補給水系による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑥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た後、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に補給水系による使用済燃料プール注水の開始を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、燃料プール周り補給水元弁を開とし、使用済燃料プールへの注水を開始する。

⑨運転員等は中央制御室にて、補給水系により使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び温度により確認し、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するように指示する。

⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、燃料プール周り補給水元弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による使用済燃料プール注水開始まで55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。

(添付資料1.11.3)

d. 消火系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とし、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消火栓ホース又は残留熱除去系（B）ラインを経由して使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

【消火栓からのホース接続による使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず、使用済燃料プールへアクセスが可能な場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要とする火災が発生していない場合。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

(b) 操作手順

消火系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-9図に、タイムチャートを第1.11-10図に示す。

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

- 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（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※¹及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水に必要なポンプ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、発電長に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。

- ⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階の消火栓から使用済燃料プールまでホースの敷設を行い、手すり等に固縛・固定する。
- ⑦運転員等は、発電長に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへ注水するため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。
- ⑨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た後、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへの注水を開始する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するように指示する。
- ⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、消火栓により使用済燃料プール水位を使用済燃料

プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- 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（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール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する。
- ④運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。
- ⑥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。
- ⑦運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール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。
- ⑨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た後、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール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（B）消火系ライン弁を開にする。

⑫運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上3階にて、残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁を開にする。

⑬運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁を開にし、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水を開始する。

⑭運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

⑮発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するように指示する。

⑯運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※1：「1. 11. 2. 3(1) a．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

※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。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、消火系による使用済燃料プール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。

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等4名にて実施した場合，60分以内と想定する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，100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。

(添付資料1. 11. 3)

(2) 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順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第1. 11－26図に示す。

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位低下が確認された場合，使用済燃料プール水位・温度（S A広域）又は使用済燃料プール水位低警報により事象を把握するとともに，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動し，使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて状態の監視を行う。

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を優先で使用する。

なお，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイの準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した

使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールへ注水ができない場合、補給水系、消火系又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施する。

また、消火系による使用済燃料プール注水は、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ことが確認できた場合に実施する。

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) 使用済燃料プールのスプレイ

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1. 11. 2. 1(1) 使用済燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）は、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等の準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料

プール注水又は使用済燃料プールスプレイと同時並行で実施する。なお、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持ができない場合において、代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-11図に、タイムチャートを第1.11-12図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイに必要なポンプ、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，発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール代替注水により使用済燃料プールに注水を実施している場合は，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁及び使用済燃料プール注水ライン元弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，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，使用済燃料プールのスプレイライン元弁を開にする。
- ⑨運転員等は，発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイの系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイの開始を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にし，使用済燃料プールのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認した後，発電長に報告する。

※1：「1. 11. 2. 3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ開始まで16分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，「1. 11. 2. 1(1) 使用済燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持ができない場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）にて使用済燃料プールにスプレイができない場合において，代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-13図に、タイムチャートを第1.11-14図に示す。

- 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・弁の接続口への可搬型代替注水大型ポンプの接続を依頼する。
- ②災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）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可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイの準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイの準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※¹及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ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。
- ⑦運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料

プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール代替注水により使用済燃料プールに注水を実施している場合は、使用済燃料プール注水ライン元弁を閉とする。

⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールスプレイライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にする。

⑪運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成が完了したことを報告する。

⑫発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ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。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑮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の起動を指示する。

- ⑯重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑱発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイが開始されたことの確認を指示する。
- ⑲運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【西側接続口による使用済燃料プールのスプレイの場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、170分以内と想定する。

【東側接続口による使用済燃料プールのスプレイの場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8

名にて実施した場合，135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に，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。

(添付資料1.11.3)

c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持ができない場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）にて使用済燃料プールにスプレイができず，使用済燃料プールへアクセスが可能な場合において，代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（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1.11-2図に、概要図を第1.11-15図に、タイムチャートを第1.11-16図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイを依頼する。
- ②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代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイの準備を指示する。
- ③発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※¹及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑤運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイの準備が完了したことを連絡する。
- ⑦重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃

料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備として、可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までホースの敷設を行い、原子炉建屋原子炉棟地上6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

⑧重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑨災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑩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の起動を指示する。

⑪重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張りを実施した後、可搬型代替注水大型ポンプより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑫災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑬発電長は、運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

レイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

※1:「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、345分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、335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、速やかに作業が開始できるように、原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるように、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。

また、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。

(添付資料1.11.3)

(2) 漏えい緩和

a. 使用済燃料プール漏えい緩和

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ①使用済燃料プール代替注水にて使用済燃料プールに注水ができず、使用済燃料プールへアクセスが可能な場合。
- ②使用済燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施している場合で、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持できない場合において、使用済燃料プールへアクセスが可能な場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プール漏えい緩和手順の概要は以下のとおり。

タイムチャートを第1.11-17図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に資機材（シール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り降ろしロープ）を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を依頼する。
- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。
- ③発電長は、運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備を指示する。

- ④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※¹及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑤運転員等は、発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備が完了したことを報告する。
- ⑥重大事故等対応要員は原子炉建屋原子炉棟にて、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、吊り降ろし用のロープを取り付けた後、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛・固定する。
- ⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを連絡する。
- ⑨発電長は、運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位にて確認し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プール漏えい緩和措置完了まで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。

(3) 大気への拡散抑制

a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1. 11. 2. 2(1) 使用済燃料プールのスプレイ」に示す手順によるスプレイを実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。なお、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制に関する手順については、「1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(4) 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順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第1. 11-26図に示す。

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合において、使用済燃料プール代替注水にて使用済燃料プールに注水ができない場合で、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満、又は使用済燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施している場合で、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満の場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイを優先で使用する。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイにて使用済燃料プールへス

プレイができない場合、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施する。

1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、使用済燃料プール監視設備の環境条件は、使用済燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し、高温（大気圧下のため100℃を超えることはない。）、高湿度の環境が考えられるが、使用済燃料プール監視設備の構造及び設置位置により、事故時環境下においても使用できる。

なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置にて空気を供給する設計とする。

使用済燃料プール監視設備は、重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することが可能であり、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測範囲を把握した上で使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の監視を行う。

また、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは常設代替直流電源設備から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から給電することにより、使用済燃料プールの監視を実施する。

(1) 使用済燃料プールの状態監視

通常時は、設計基準対象施設である使用済燃料プール水位、燃料プール

冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタにより状態監視を実施する。

重大事故等時においては，重大事故等対処設備である使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プール温度（S A），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び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用空冷装置含む）により，使用済燃料プールの水位，水温及び上部空間線量率の状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備である監視設備は常設設備であり設置を必要としない。また，通常時より常時監視が可能な設備であり，継続的に監視を実施する。

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の機能が喪失している場合は，あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

a．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プールの状態監視に必要な監視カメラの空冷装置起動手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-18図に，タイムチャートを第1.11-19図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等の使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール水位が視認できること及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動に必要なコンプレッサ、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。
- ③運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁を開とし、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。
- ④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。
- ⑤運転員等は、発電長に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動まで7分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源により使用済燃料プール監視設備へ給電する手順を整備する。

なお、代替電源により使用済燃料プール監視設備へ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」にて整備する。

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合には、緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プール冷却を実施する。なお、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位でない場合は、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1) 使用済燃料プールのスプレイ」により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位とし、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を実施する。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合において、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位の場合。

ii) 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-20図に、タイムチャートを第1.11-21図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却に必要なポンプ、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とともに、

冷却水が確保されていることを確認する。

③運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備が完了したことを報告する。

④発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、燃料プール冷却浄化系入口隔離弁を閉とする。

⑥運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁を開とする。

⑦運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプを起動し、使用済燃料プール冷却が開始されたことを使用済燃料プール温度により確認した後、発電長に報告する。なお、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が復旧した場合に、代替燃料プール冷却系を停止する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合。

ii) 操作手順

緊急用海水系による冷却水の確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-22図に、タイムチャートを第1.11-23図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系による冷却水の確保に必要なポンプ、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。

③運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。

④運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）を開にする。

⑦運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水

ポンプ（B）の起動を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）を起動し、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁を調整開とし、緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇を確認した後、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで20分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、緊急用海水系が使用できない場合。

ii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-24図に、タイムチャートを第1.11-25図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可

搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備を依頼する。

②災害対策本部長は、プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため、水源から代替燃料プール冷却系の接続口を決定し、発電長に使用する代替燃料プール冷却系接続口を連絡する。なお、代替燃料プール冷却系接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない代替燃料プール冷却系東側接続口を優先する。

③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冷却水確保のため、使用する水源から代替燃料プール冷却系の接続口を指示する。

④重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを設置する。

⑤重大事故等対応要員は、海から代替燃料プール冷却系接続口までホースの敷設を実施する。

⑥発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保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し、発電長に報告する。

⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁が閉していることを確認する。

⑩運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷

却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）を開にする。

⑪運転員等は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。

⑫重大事故等対応要員は，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を連絡する。

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冷却水の送水開始を指示する。

⑮重大事故等対応要員は，代替燃料プール冷却系西側接続口又は代替燃料プール冷却系東側接続口の弁が閉していることを確認した後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホース内の水張り及び空気抜きを実施する。

⑯重大事故等対応要員は，ホース内の水張り及び空気抜きが完了した後，代替燃料プール冷却系西側接続口又は代替燃料プール冷却系東側接続口の弁を開とし，可搬型代替注水大型ポンプ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。

⑰災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを確認するように指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて，可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇により確認し，発電長に報

告する。

②⑩発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを連絡する。

②⑪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の回転数を制御するように指示する。

②⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付属の圧力計にて圧力指示値を確認し、可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し、災害対策本部長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替燃料プール冷却系西側接続口による冷却水確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、150分以内と想定する。

【代替燃料プール冷却系東側接続口による冷却水確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、135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できるように、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している。

(添付資料1.11.3)

(2) 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順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第1.11-26図に示す。

使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合に、緊急用海水系により冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却する。

緊急用海水系が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却するが、可搬型代替注水大型ポンプの運転開始までに使用済燃料プールの水位低下が確認された場合には、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）等により使用済燃料プールへ注水を実施する。

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

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、代替燃料プール冷却系ポンプ、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、可搬型代替直流電源設備及び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。

放水設備による大気への拡散抑制手順については、「1.12 工場等外への

放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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1.11-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	常設低圧代替注水系ポンプ（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	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） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む） 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	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（2／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段		対応設備	
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水大型ポンプ（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水		主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※ 代替淡水貯槽※ ²
	残留熱除去系			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・ 使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む） 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

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（3／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時， 又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時，	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	補給水系による使用済燃料プール注水	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） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（4／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時， 又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時，	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	消火系による使用済燃料プール注水（消火栓を使用した場合）	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	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				消火系配管・弁・ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（5／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時， 又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時，	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	消火系による使用済燃料プール注水（残留熱除去系ラインを使用した場合）	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	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ 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	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（6／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プール 又は使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時， 又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時，	—	漏えい抑制	主要設備	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	重大事故等対処設備	— ※ 4

※1：手順については「1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（7／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールのスプレイ	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ² 常設スプレイヘッダ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 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	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（8／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	(常設スプレイヘッダ) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールのスプレイ	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² 常設スプレイヘッダ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 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	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（9／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	(可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※2 代替淡水貯槽※2 可搬型スプレイノズル	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	ホース 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（10／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	漏えい緩和	関連設備	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	※5 —	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（11／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	大気への拡散抑制	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※2 放水砲※1 S A用海水ピット	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	ホース 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（12／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系 ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プ ールエリア放射線モニ タ 原子炉建屋換気系燃料 取扱床排気ダクト放射 線モニタ 原子炉建屋換気系排気 ダクト放射線モニタ	使用済燃料プールの監視	主要設備	使用済燃料プール水位・温度 （SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 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用空冷装置を含む）	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（13／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	代替電源による給電	主要設備	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 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用空冷装置を含む）	重大事故等対処設備	—
			関連設備	常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※2：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」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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（14／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの冷却	燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却①	主要設備	代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器 緊急用海水ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
	残留熱除去系		関連設備	使用済燃料プール スキマサージタンク 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 緊急用海水系配管・弁・ストレーナ 残留熱除去系海水系配管・弁 緊急用海水ポンプピット 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	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：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（15／15）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの冷却	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却②	主要設備	代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備	
			関連設備	使用済燃料プール スキマサージタンク 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 緊急用海水系配管・弁・ストレーナ 残留熱除去系海水系配管・弁 緊急用海水ポンプビット 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	

※1：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※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：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※5：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/12)

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)
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水		
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	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 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）※1
		使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	操作	水源の確保
		代替淡水貯槽水位※1
		使用済燃料プール水位・温度（SA広域）※1 使用済燃料プール温度（SA）※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
	補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）
		水源の確保
	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/12)

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. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順			
(1) 使用済燃料プール代替注水			
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	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 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）※1
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	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（SA広域）※1 使用済燃料プール温度（SA）※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/12)

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. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水			
c．補給水系による使用済燃料プール注水	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 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）※ ¹ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	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（S A 広域）※ ¹ 使用済燃料プール温度（S A）※ ¹ 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※ ¹ 使用済燃料プール水位 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/12)

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. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水		
d. 消火系による使用済燃料プール注水	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 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	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 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ ※1 使用済燃料プール水位 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		使用済燃料プール水位低 警報 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/12)

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. 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) 使用済燃料プールのスプレイ			
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	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 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）※ ¹
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※ ¹
	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（S A 広域）※ ¹ 使用済燃料プール温度（S A）※ ¹ 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※ ¹ 使用済燃料プール水位 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※ ¹

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/12)

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. 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) 使用済燃料プールのスプレイ			
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）	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 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）※1
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	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（S A 広域）※1 使用済燃料プール温度（S A）※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状況を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/12)

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. 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) 使用済燃料プールのスプレイ			
c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）	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 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）※1
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	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（SA広域）※1 使用済燃料プール温度（SA）※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/12)

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. 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 (2) 漏えい緩和		
a. 使用済燃料プール漏えい緩和	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 (S A 広域) ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能 使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
	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 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能 使用済燃料プール水位低 警報

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（9／12）

対応手順		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. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1) 使用済燃料プールの状態監視			
a . 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置 起動	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 使用済燃料プール水位・温度 （S A 広域）※ ¹
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	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※ ¹

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (10/12)

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. 11. 2. 4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順			
(1) 使用済燃料プール冷却			
a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却			
(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	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 使用済燃料プール温度（S A）※ ¹ 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）※ ¹
		補機監視機能	使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量
	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（S A 広域）※ ¹ 使用済燃料プール温度（S A）※ ¹ 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※ ¹ 使用済燃料プール水位 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール温度高 警報

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (11/12)

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)
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却		
(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	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 使用済燃料プール温度（S A）※1 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）※1
		使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量
	操作	補機監視機能 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満た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示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（12／12）

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. 11. 2. 4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却		
(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保	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 使用済燃料プール温度（S A）※1 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）※1
	操作	補機監視機能
		使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）
		補機監視機能
		緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）

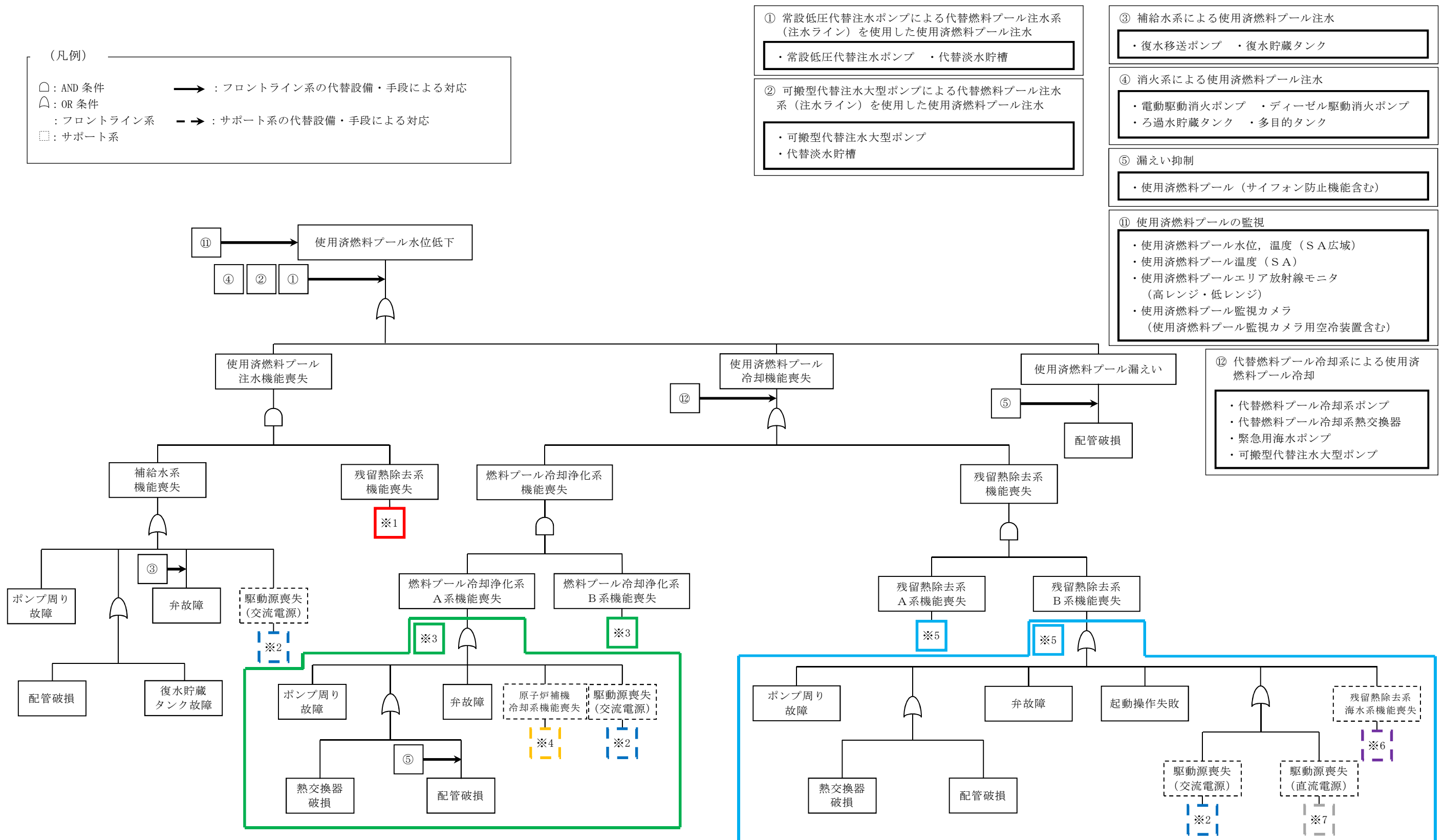
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

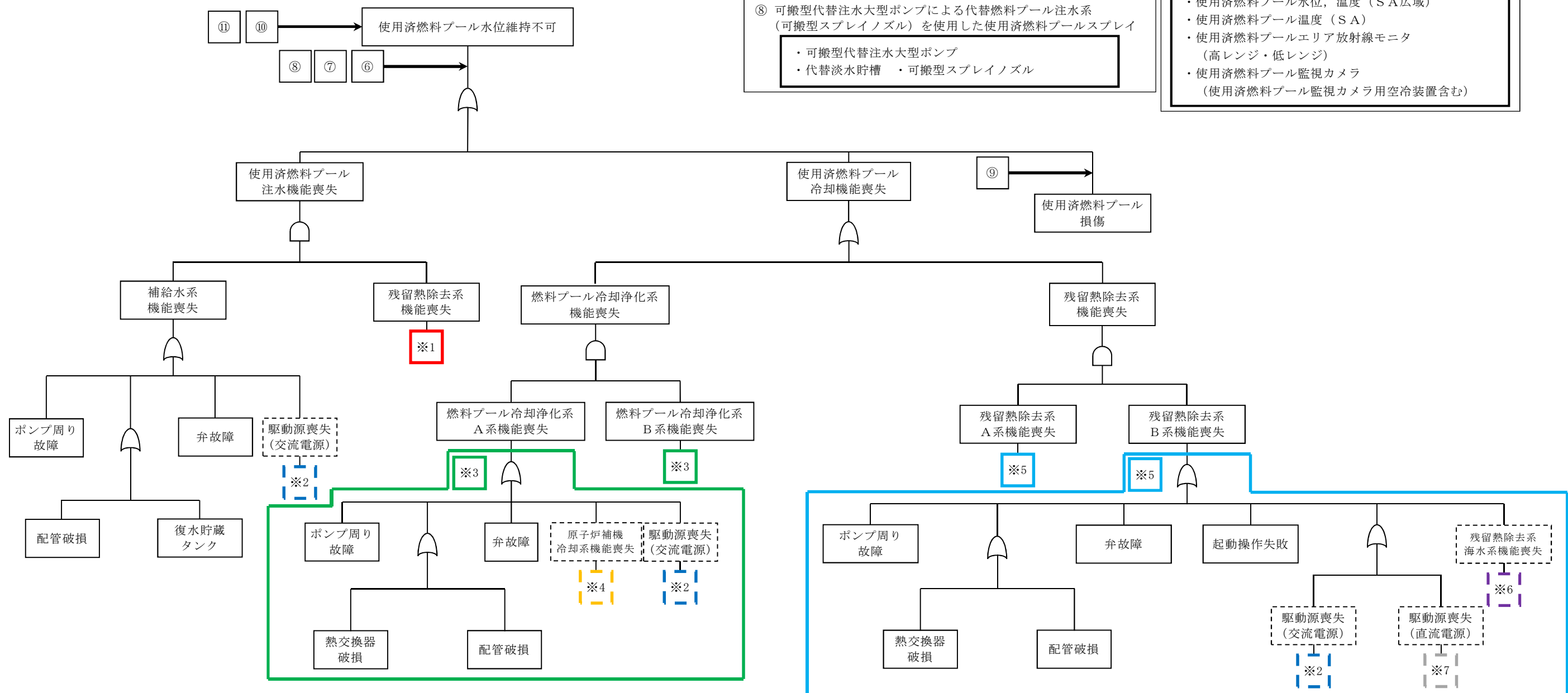
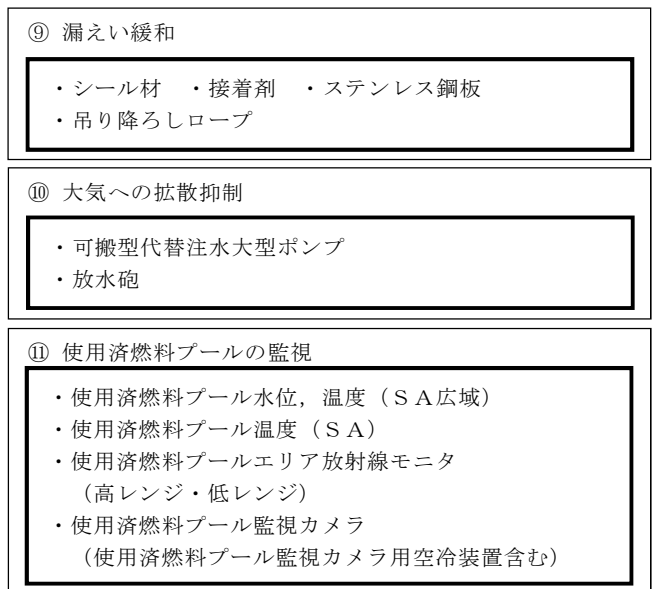
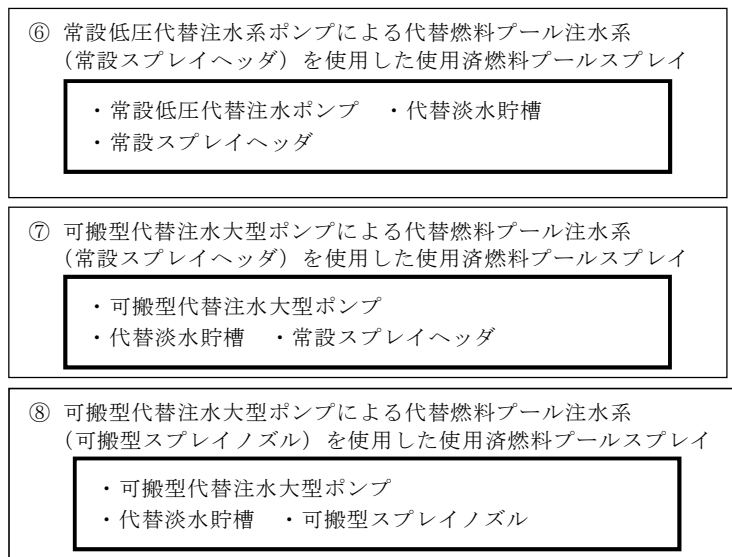
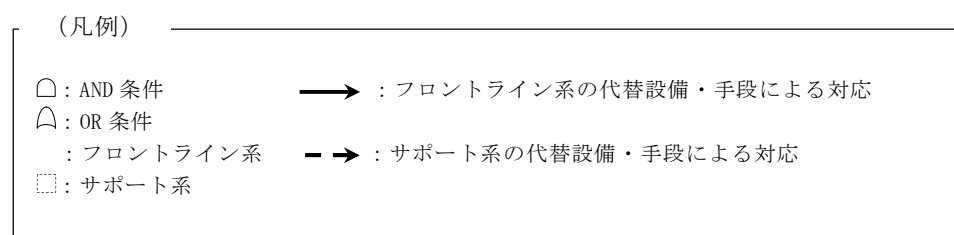
※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.11－3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

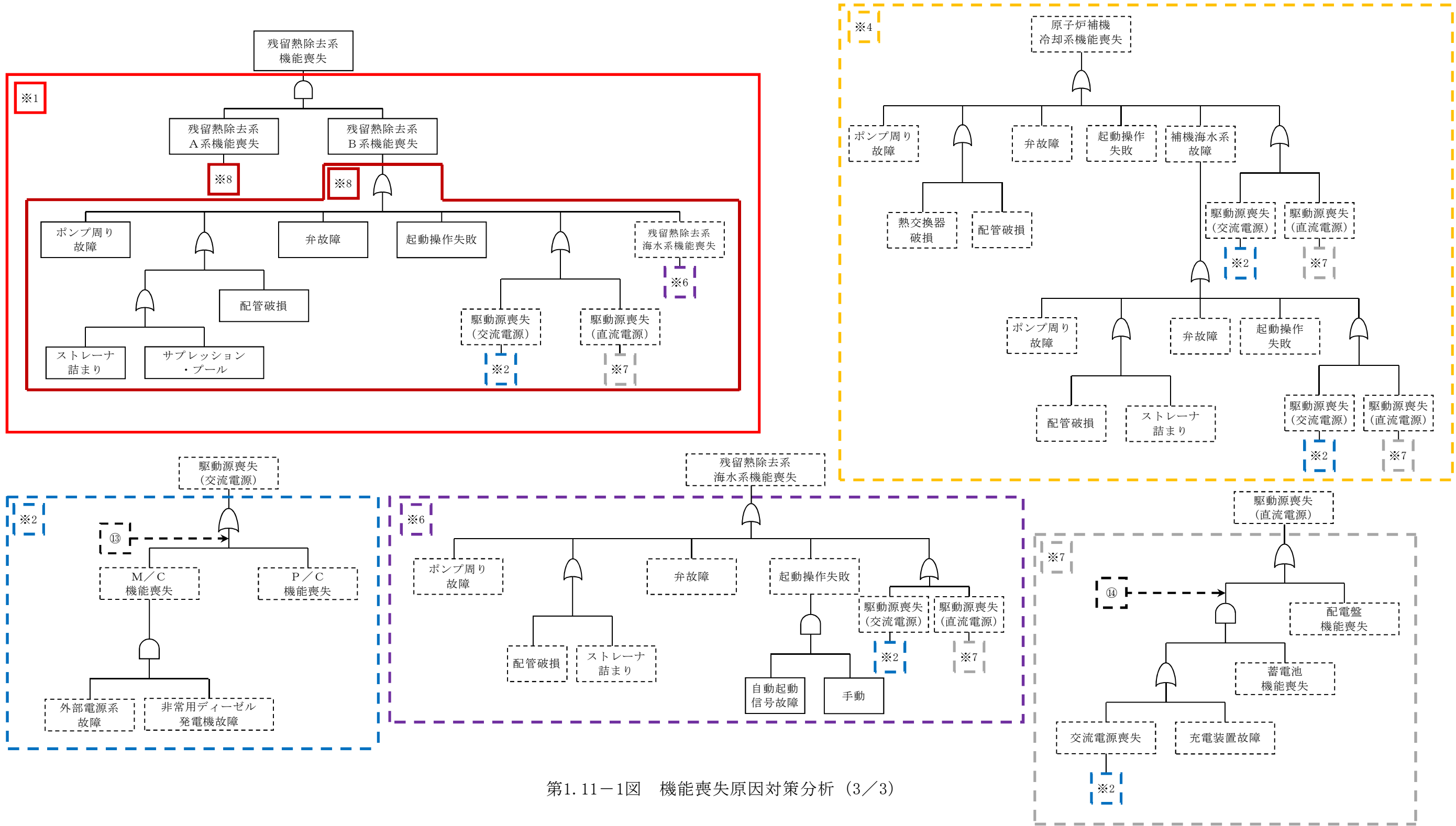
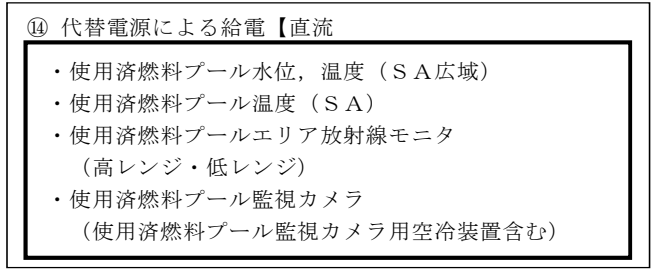
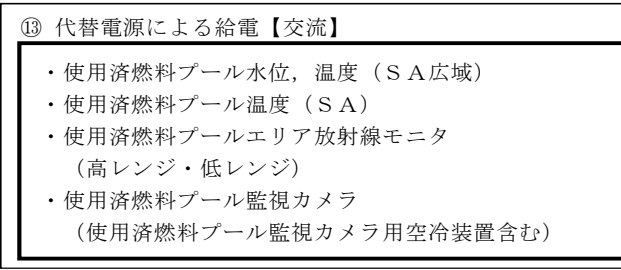
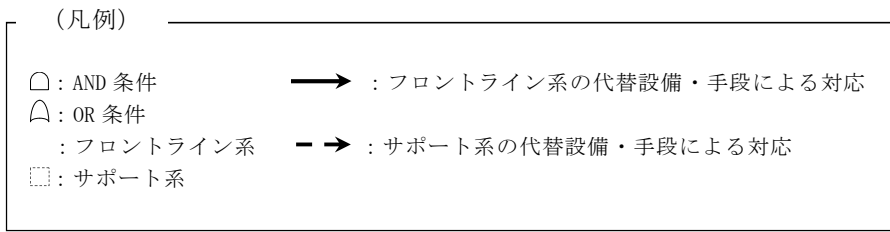
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等の ための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P／C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用M C C
	代替燃料プール注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用M C C
	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P／C
	代替燃料プール冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用M C C
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤 緊急用M C C



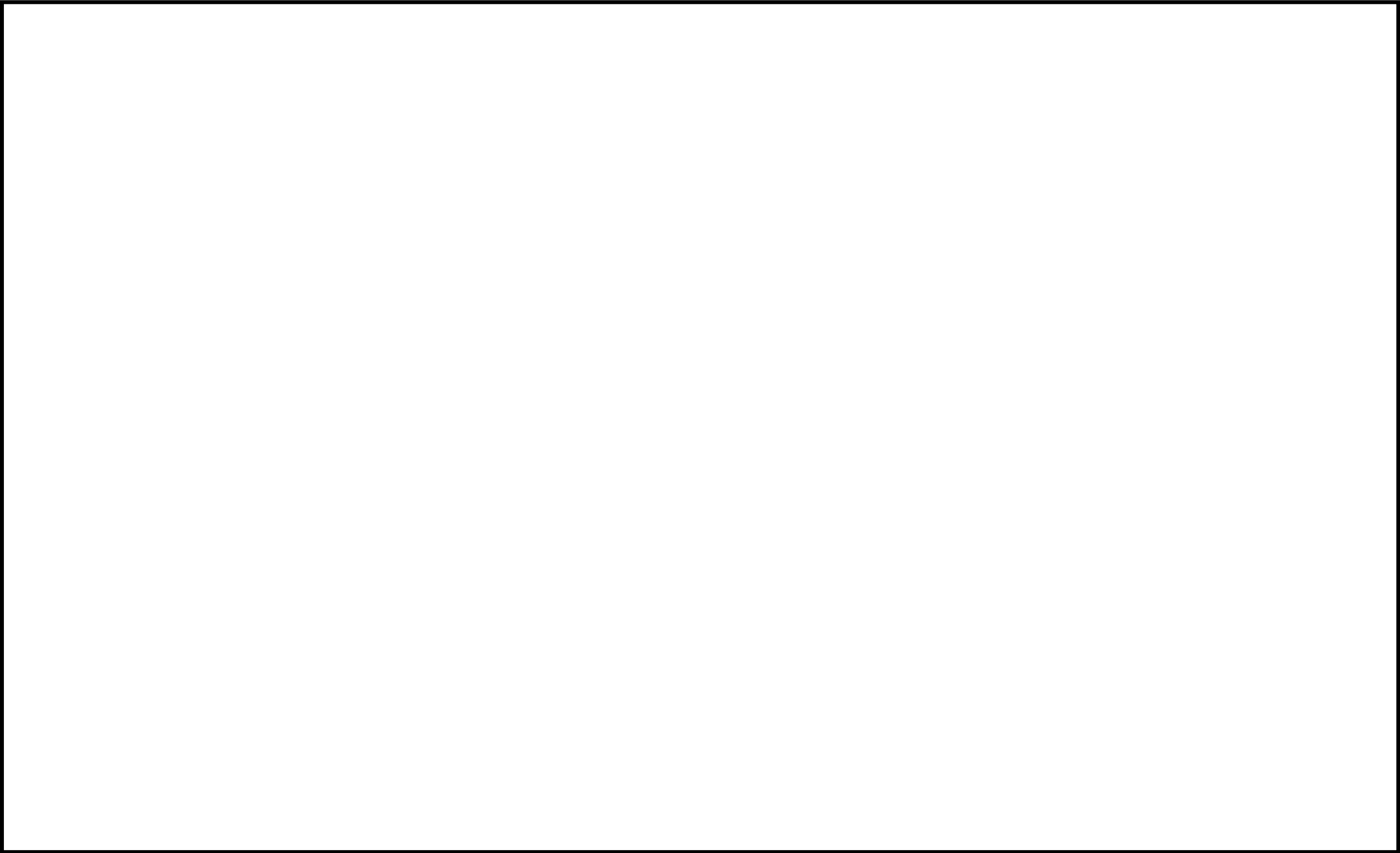
第1.11-1図 機能喪失原因対策分析（1／3）



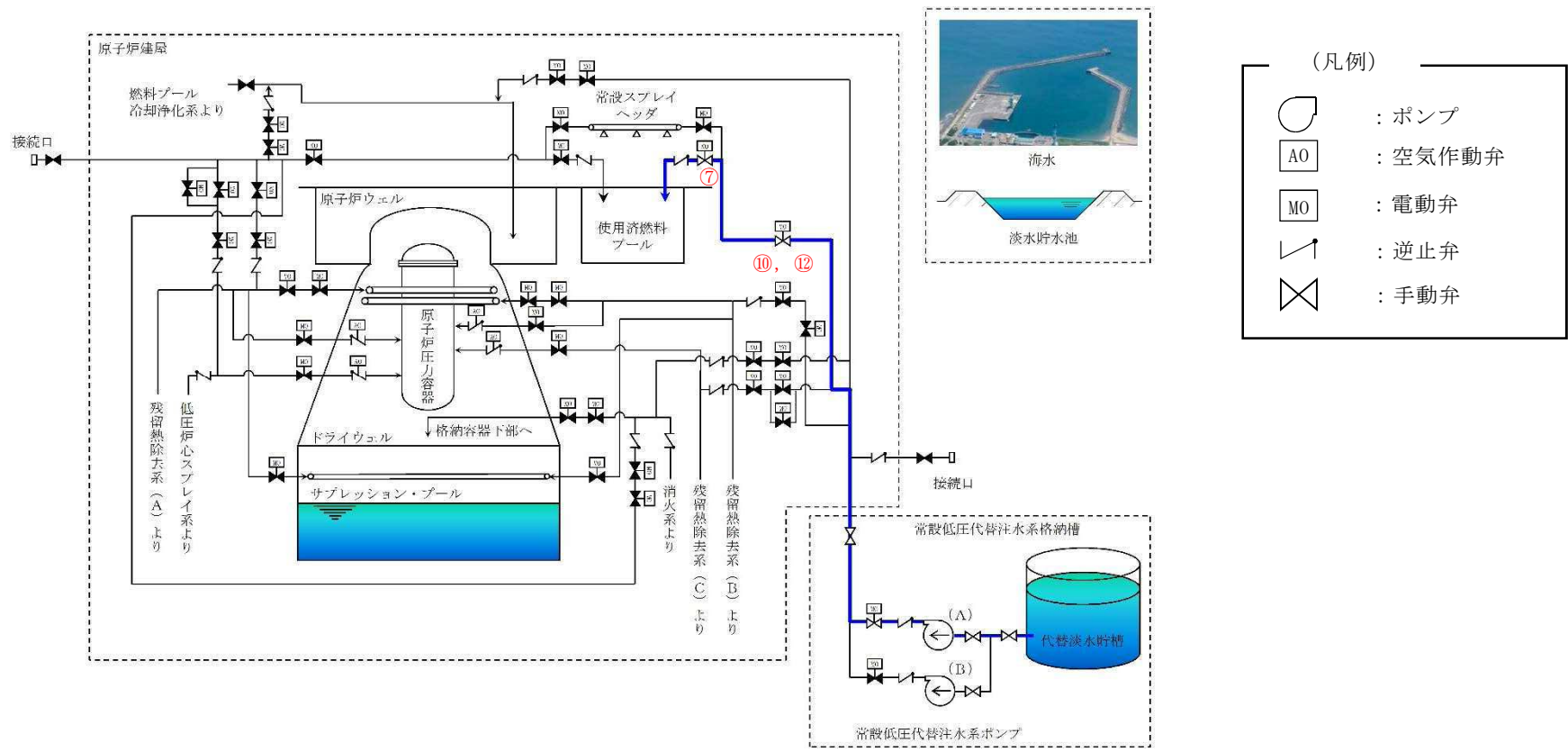
第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



第1.11-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」における対応フロー



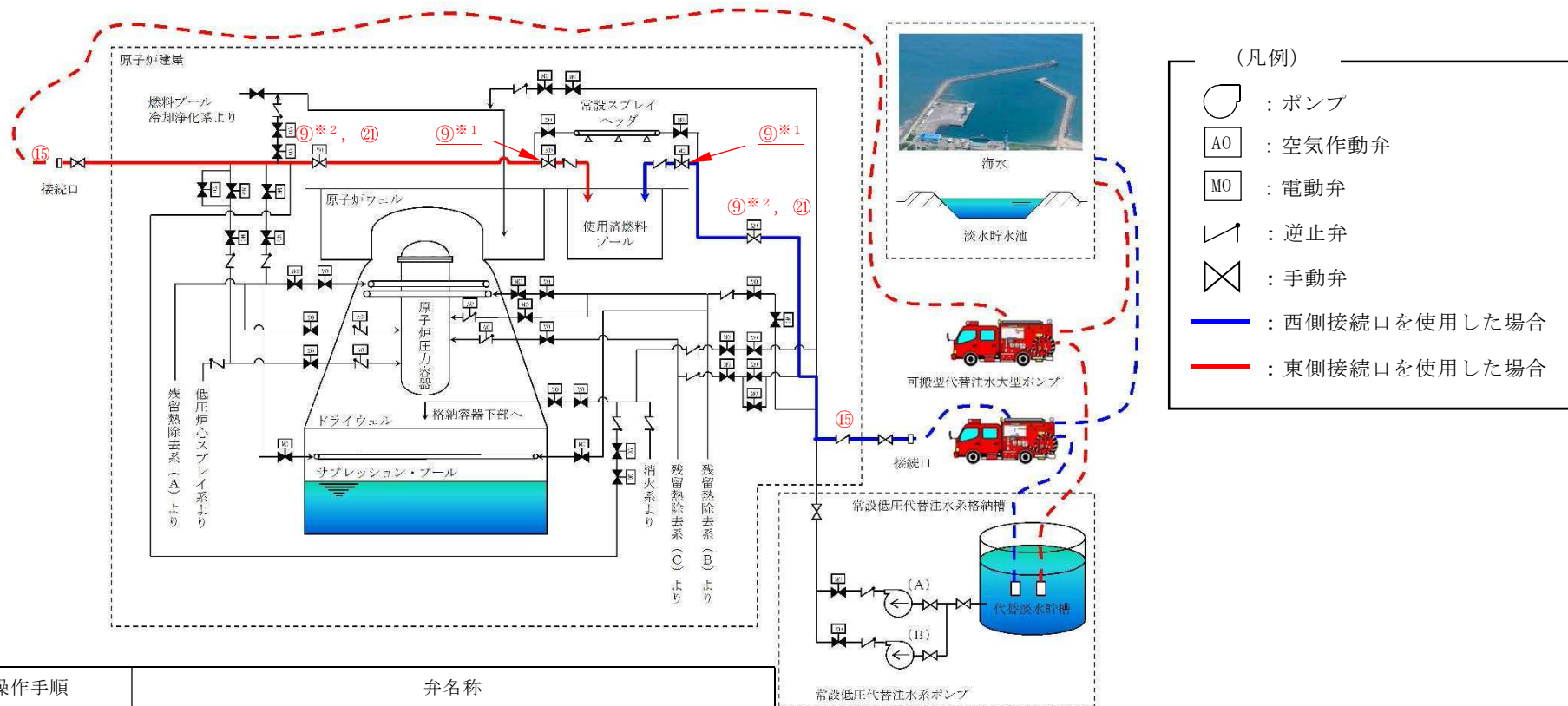
操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン元弁
⑩, ⑫	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.11-3図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 概要図

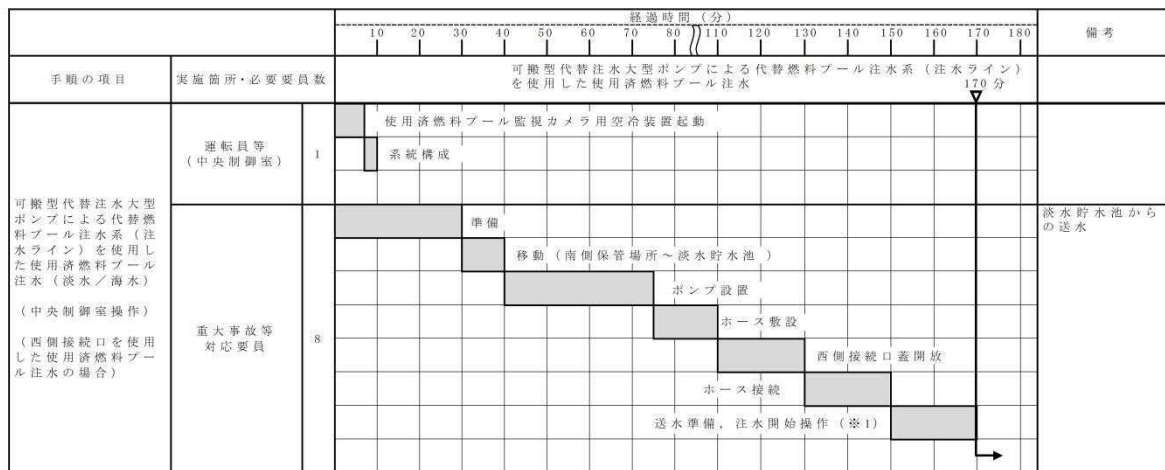
			経過時間（分）															備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
手順の項目	実施箇所・必要要員数		常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水															
常設低圧代替注水系 ポンプによる代替燃 料プール注水系（注水 ライン）を使用した使 用済燃料プール注水	運転員等 （中央制御室）	1								使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動					13分			
										系統構成								
										注水開始操作								

第1.11-4図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水
ライン）を使用した使用済燃料プール注水 タイムチャート

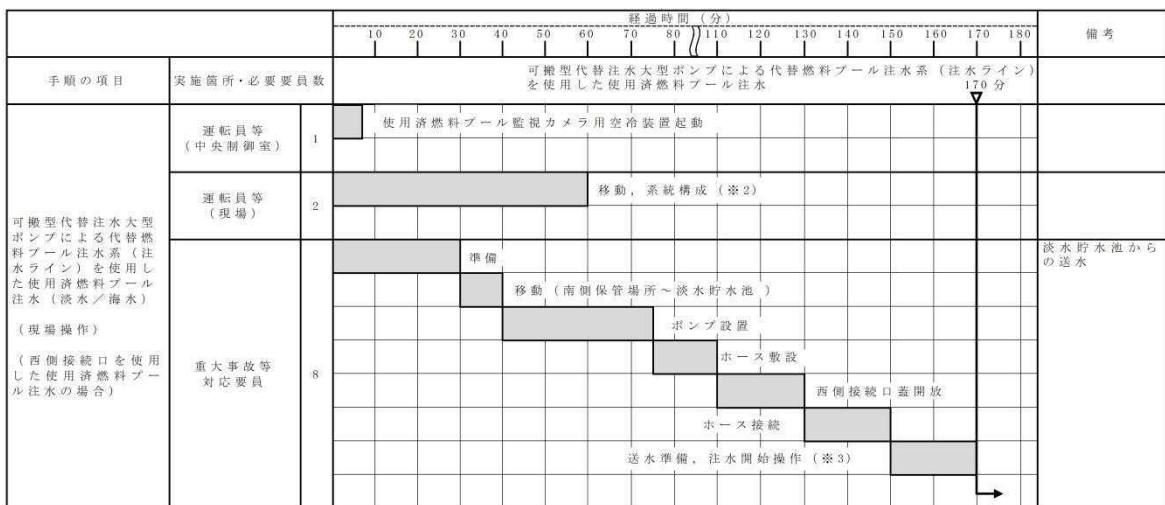


第1.11-5図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

概要図



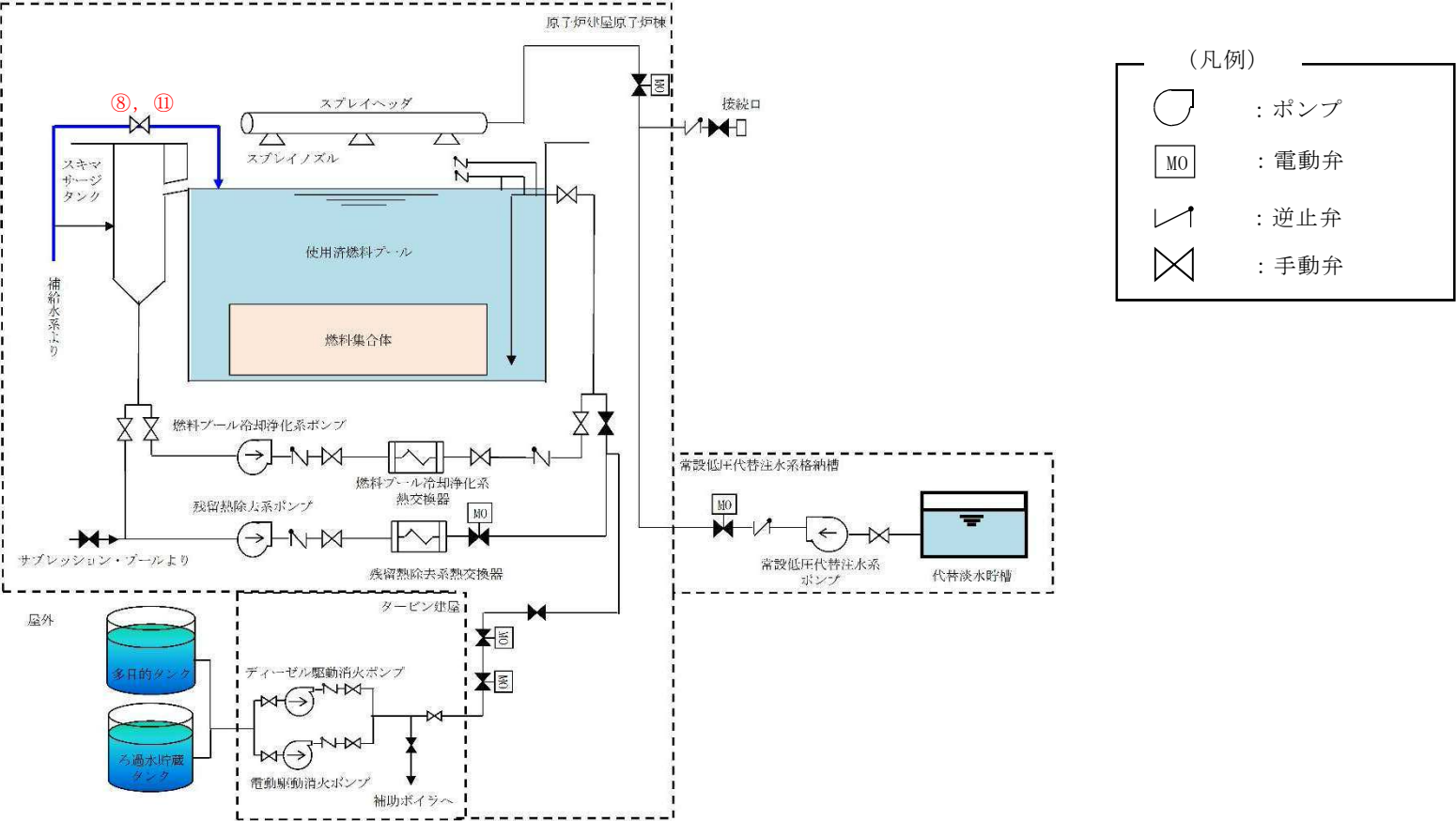
※1：東側接続口を使用した送水の場合、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで135分以内と想定する。



※2：東側接続口を使用した送水の場合、移動、系統構成は55分以内と想定する。

※3：東側接続口を使用した送水の場合、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで135分以内と想定する。

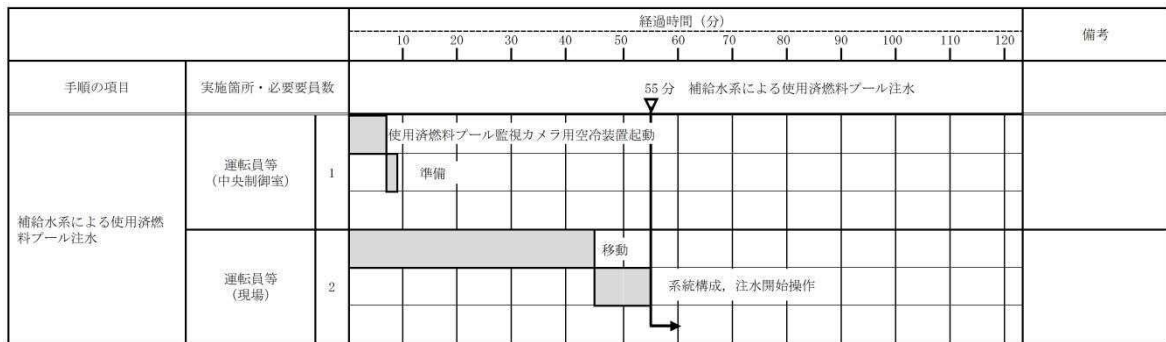
第1.11－6図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
タイムチャート



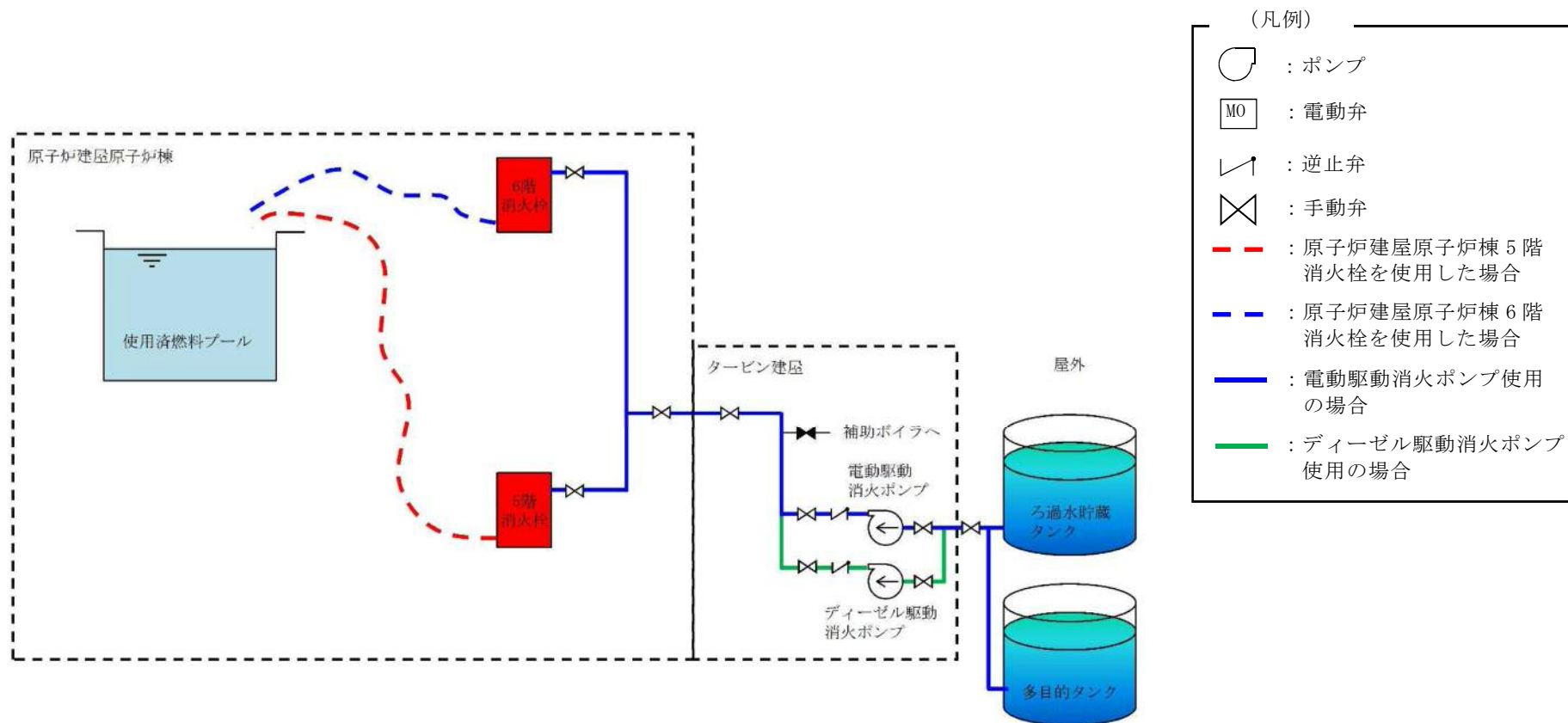
操作手順	弁名称
⑧, ⑪	燃料プール周り補給水元弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.11-7図 補給水系による使用済燃料プール注水 概要図

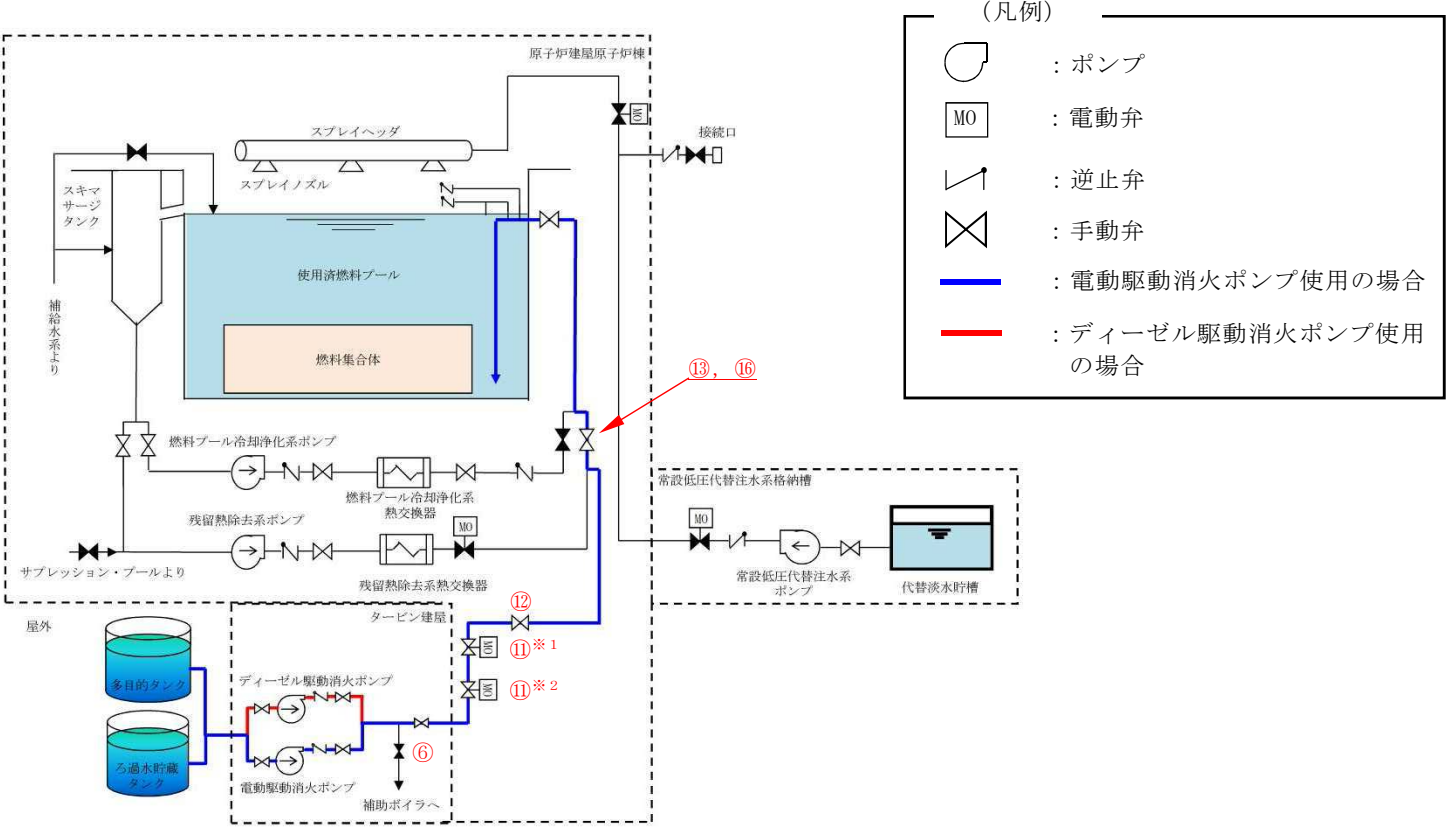


第1.11-8図 補給水系による使用済燃料プール注水 タイムチャート



【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

第 1.11-9 図 消火系による使用済燃料プール注水（1／2） 概要図

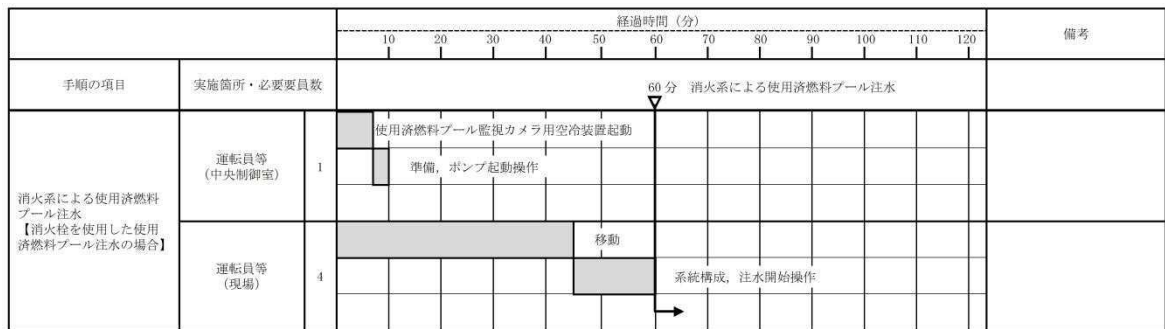


【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥	補助ボイラ冷却水元弁	⑫	残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁
⑪※1，※2	残留熱除去系（B）消火系ライン弁	⑬，⑯	残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁

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1.11-9図 消火系による使用済燃料プール注水（2/2） 概要図

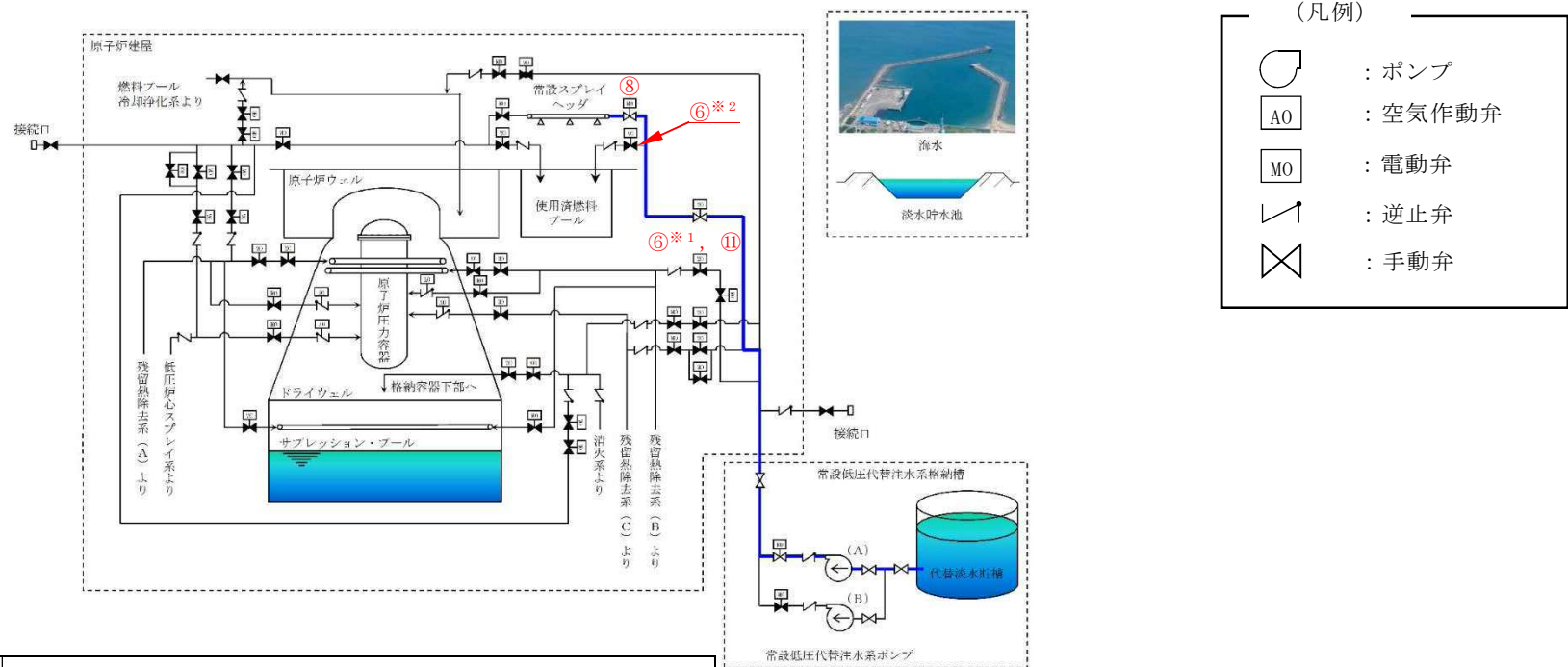


【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】



【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

第1.11-10図 消火系による使用済燃料プール注水 タイムチャート

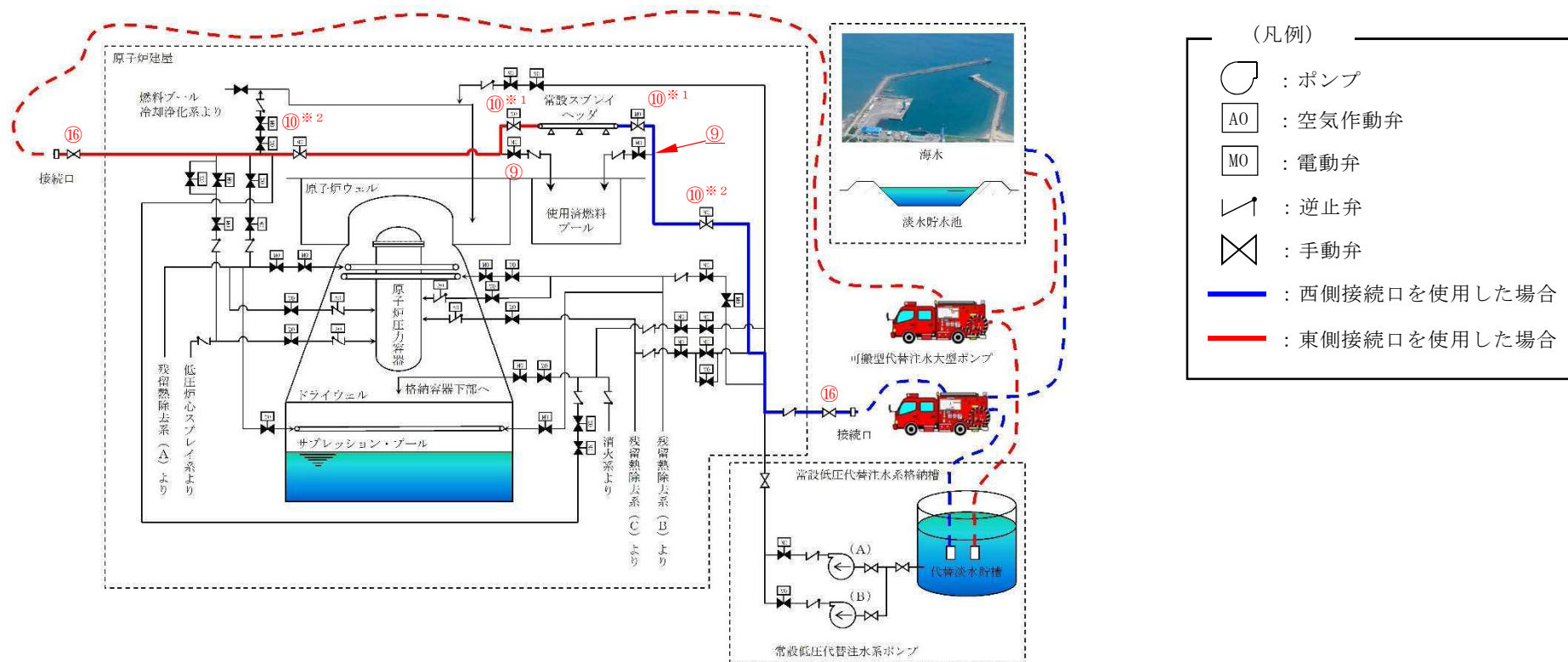


操作手順	弁名称
⑥※ ¹ , ⑪	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑥※ ²	使用済燃料プール注水ライン元弁
⑧	使用済燃料プールのスプレイライン元弁

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1.11-11図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ 概要図



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑩※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑩※1	使用済燃料プールのスプレイライン元弁	⑬	西側接続口又は東側接続口の弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

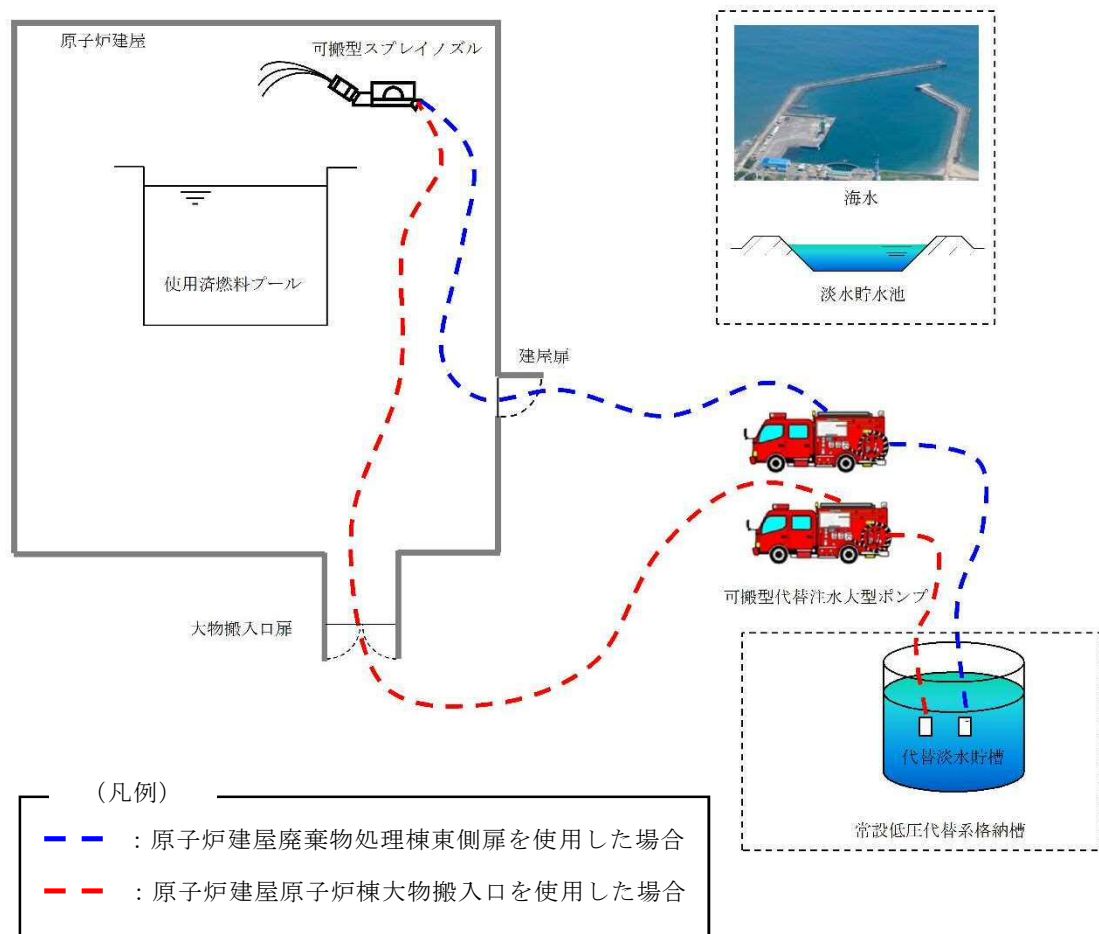
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-13図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水） 概要図

		経過時間（分）																			備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ 170分																			
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水） （中央制御室操作） （西側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室）	1																			
	重大事故等 対応要員	8																			
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成 準備 移動（南側保管場所～淡水貯水池） ポンプ設置 ホース敷設 西側接続口蓋開放 ホース接続 送水準備、スプレイ開始操作（※1）																				淡水貯水池からの送水	

※1：東側接続口を使用した送水の場合、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ開始まで135分以内と想定する。

第1. 11－14図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水） タイムチャート



第1.11－15図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールの注水（淡水／海水） 概要図

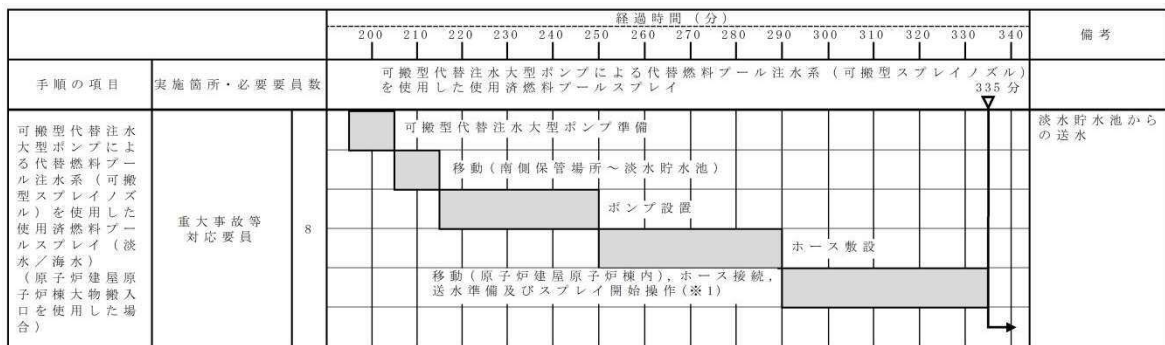
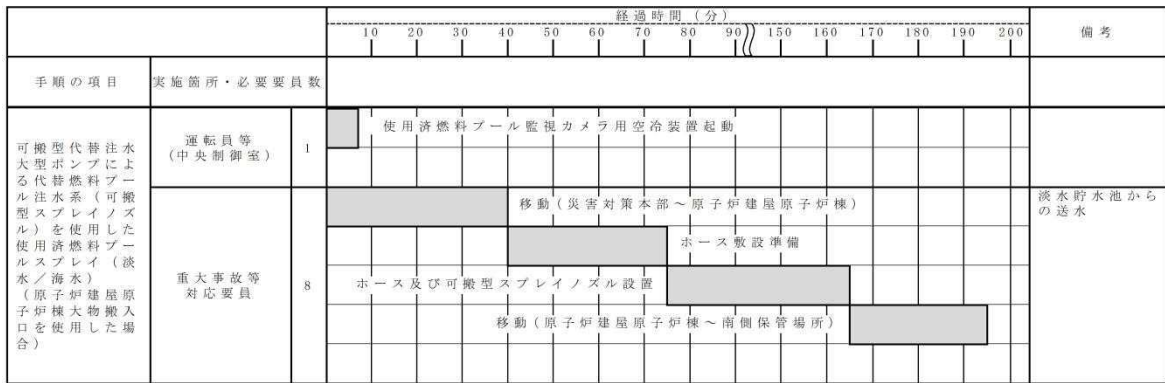
			経過時間(分)																	備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	
手順の項目	実施箇所・必要要員数																			
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合）	運転員等 （中央制御室）	1																		
	重大事故等 対応要員	8																		

			経過時間(分)																	備考
			190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320	330	340	350	
手順の項目	実施箇所・必要要員数																			
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合）	重大事故等 対応要員	8																		
	重大事故等 対応要員	8																		

※1：淡水貯水池から使用済燃料プールへ送水する場合、330分以内と想定する。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

第1.11－16図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水） タイムチャート（1／2）



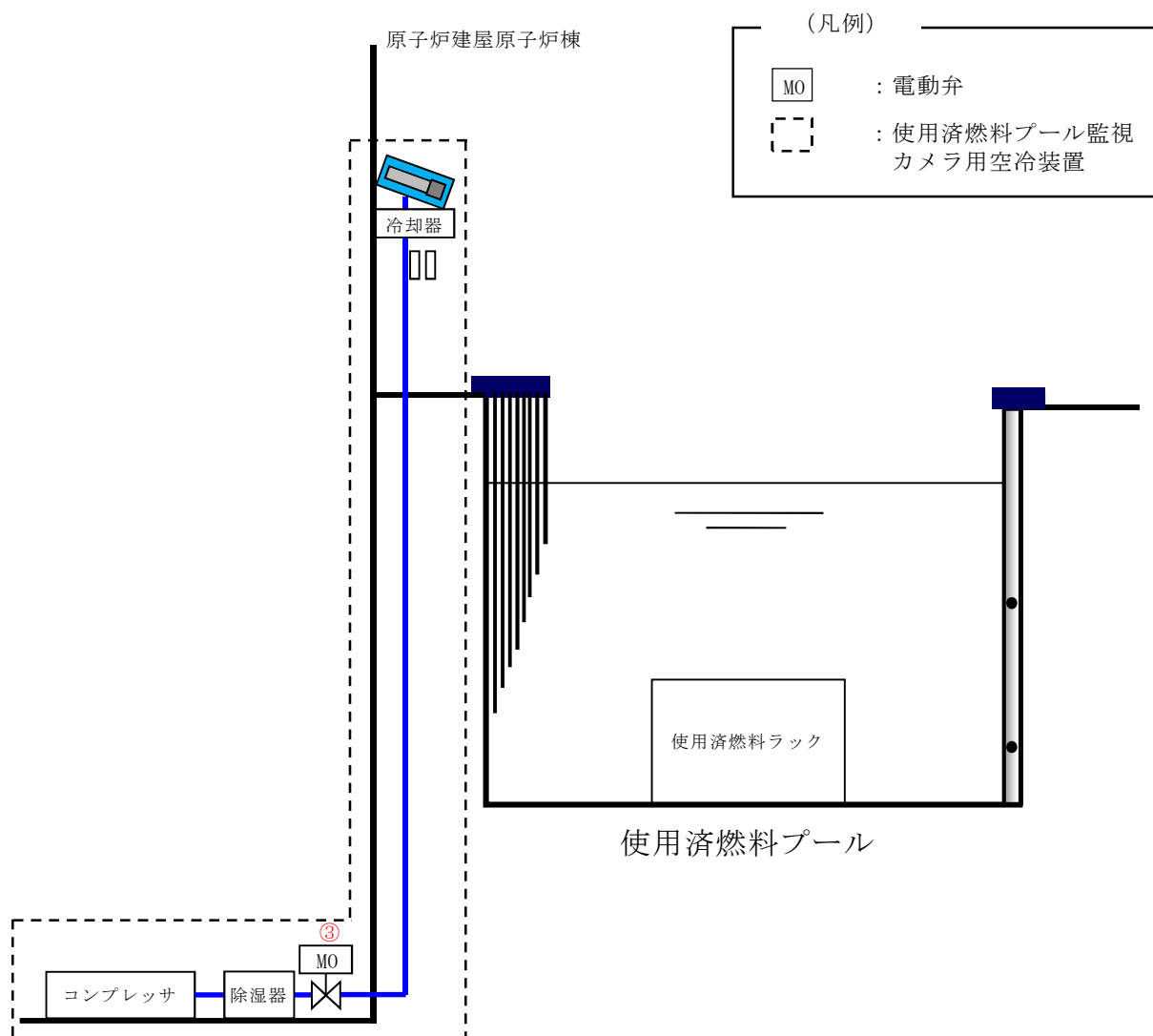
※2：代替淡水貯槽から使用済燃料プールへ送水する場合、305分以内でと想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

第1.11－16図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水） タイムチャート（2／2）

			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	実施箇所・必要要員数		使用済燃料プール漏えい緩和措置完了 150 分															
使用済燃料プール漏えい緩和	運転員等 （中央制御室）	1																
	重大事故等 対応要員	4																

第1. 11－17図 使用済燃料プール漏えい緩和 タイムチャート



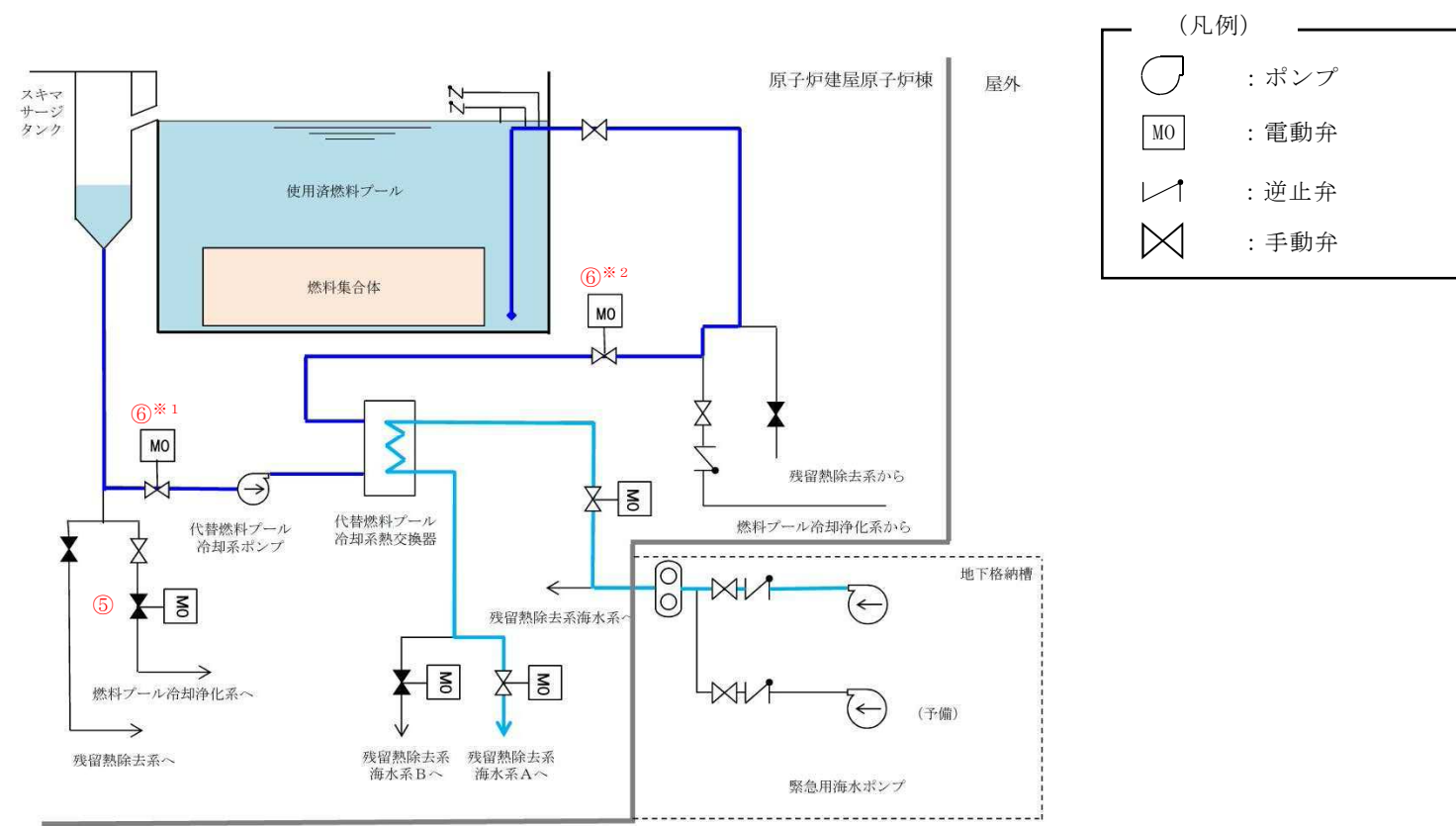
操作手順	弁名称
③	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.11－18図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

			経過時間（分）									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要員数		使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分									
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員等 (中央制御室)	1		準備								
										起動操作		

第1.11－19図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート



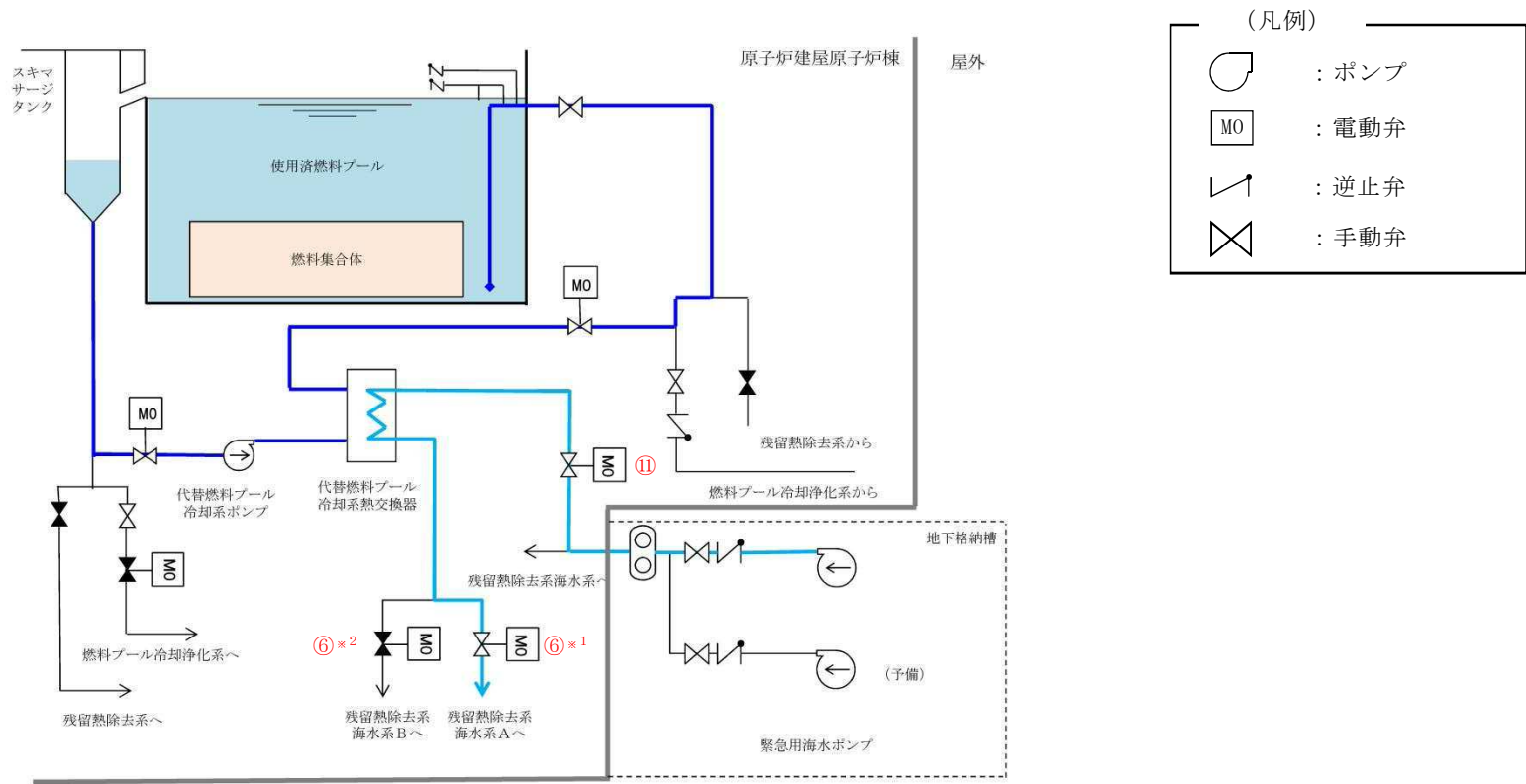
操作手順	弁名称
⑤	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑥※ ¹	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑥※ ²	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

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. 11－20図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 概要図

			経過時間 (分)												備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	実施箇所・必要員数		代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 15分												
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	運転員等 (中央制御室)	1					使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動								
							系統構成、冷却開始操作								

第1. 11－21図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 タイムチャート



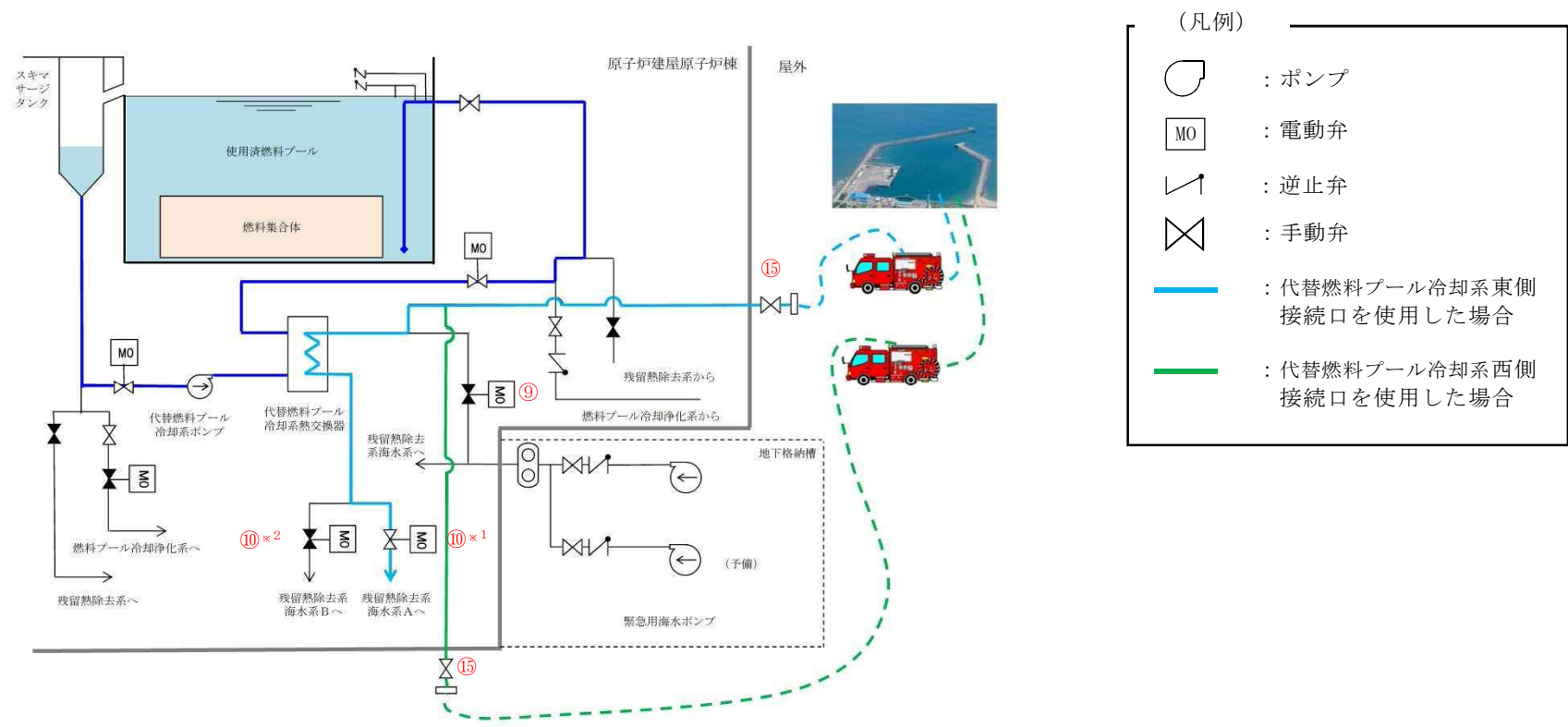
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※ ¹	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）	⑪	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁
⑥※ ²	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）		

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1.11-22図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 概要図

			経過時間（分）												備考	
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		
手順の項目	実施箇所・必要員数		緊急用海水系による冷却水の確保 20分													
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	運転員等 （中央制御室）	1	準備													
										系統構成						
								冷却水供給開始操作								

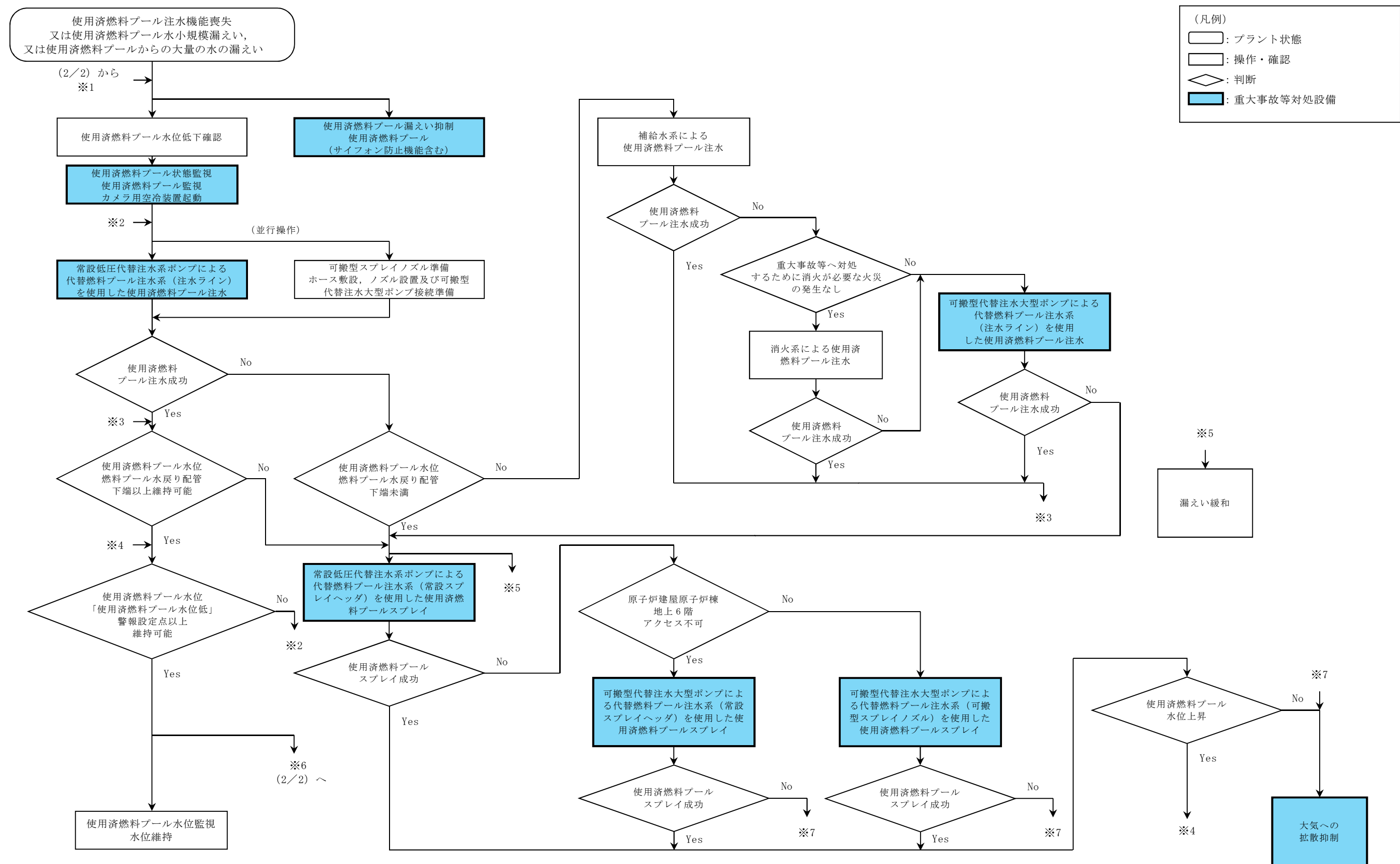
第1.11－23図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 タイムチャート



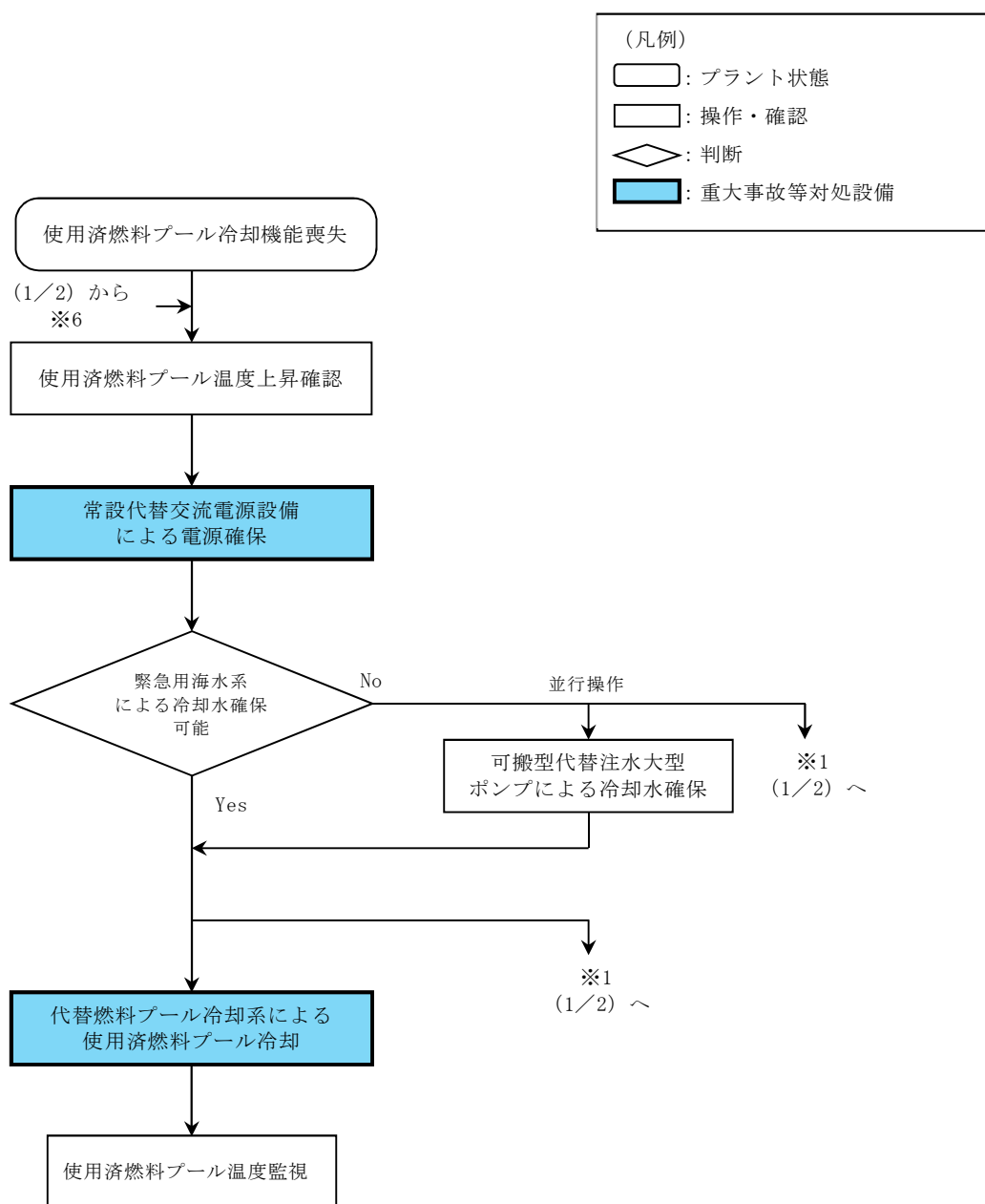
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑩※ ²	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）
⑩※ ¹	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）	⑬	代替燃料プール冷却系西側接続口又は代替燃料プール冷却系東側接続口の弁

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1.11-24図 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 概要図



第1.11-26図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



第1.11-26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（1／11）

技術的能力審査基準（1.11）	番号	設置許可基準規則（第54条）	技術基準規則（第69条）	番号
【本文】 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水が漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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。	①	【本文】 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	⑦
【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3－1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	—	【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3－1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3－1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	—
2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。 a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	②	2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑧
3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	③	b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあつた場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあつた場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	⑨
b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。	④	3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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。 a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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。 a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑩
4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。	⑤	b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	⑪
b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑥	c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。 4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。 b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。 c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。 4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。 b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。 c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	⑫ ⑬ ⑭ ⑮

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／11）

■：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
常設低圧代替注水系 （注水ライン） を使用した使用済燃料プール注水	常設低圧代替注水系 ポンプ	新設	① ② ⑦ ⑨	補給水系による 使用済燃料プール注水	復水移送ポンプ	常設	55分以内	3名	自主対策と する理由は 本文参照
	低圧代替注水系配 管・弁	新設			補給水系配管・弁	常設			
	代替燃料プール注水 系配管・弁	新設			使用済燃料プール （サイフォン防止機 能含む）	常設			
	使用済燃料プール （サイフォン防止機 能含む）	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	代替淡水貯槽	新設			非常用交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設 備	新設			燃料補給設備	常設			
	燃料補給設備	新設							
可搬型代替注水大型 （注水ライン） を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水大型 ポンプ	新設	① ② ⑦ ⑨	消火系による 使用済燃料プール注水（消火栓を使用した場合）	電動駆動消火ポンプ	常設	60分以内	5名	自主対策と する理由は 本文参照
	低圧代替注水系配 管・弁	新設			ディーゼル駆動消火 ポンプ	常設			
	代替燃料プール注水 系配管・弁	新設			消火系配管・弁・ホ ース	常設			
	使用済燃料プール （サイフォン防止機 能含む）	新設			使用済燃料プール （サイフォン防止機 能含む）	常設			
	代替淡水貯槽	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	常設代替交流電源設 備	新設			多目的タンク	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			燃料補給設備	常設			
				—	—	—	—	—	—

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／11）

 ：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
—	—	—	—	消火系による使用済燃料プール注水（残留熱除去系ラインを使用した場合）	電動駆動消火ポンプ	常設	100分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
					ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
					消火系配管・弁	常設			
					残留熱除去系配管・弁	常設			
					使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	常設			
					ろ過水貯蔵タンク	常設			
					多目的タンク	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					燃料補給設備	常設			
漏えい抑制	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	新設	① ⑦	—	—	—	—	—	—

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／11）

 ：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
（常設スプレイヘッド） 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 （常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水系	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑪ ⑫	—	—	—	—	—	—
	低圧代替注水系配管・弁	新設							
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設							
	常設スプレイヘッド	新設							
	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	新設							
	代替淡水貯槽	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
（可搬型代替注水大型ポンプ） 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 （可搬型代替注水大型ポンプ）を使用した使用済燃料プール注水系	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑪ ⑫						
	低圧代替注水系配管・弁	新設							
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設							
	常設スプレイヘッド	新設							
	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	新設							
	代替淡水貯槽	新設							
	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							
	燃料補給設備	新設							

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／11）

■：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
（可搬型スプレインノズル） 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑧ ⑩ ⑪ ⑫	—	—	—	—	—	—
	ホース	新設							
	可搬型スプレインノズル	新設							
	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	新設							
	代替淡水貯槽	新設							
	燃料補給設備	新設							
	—	—	—						
—	—	—	—	漏えい緩和	シール材	—	150分以内	5名	—※1
					接着剤				
					ステンレス鋼板				
					吊り降ろしロープ				
大気への拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④ ⑦ ⑫	—	—	—	—	—	—
	ホース	新設							
	S A用海水ピット	新設							
	放水砲	新設							
	燃料補給設備	新設							

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／11）

 ：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						
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）	新設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑬ ⑭ ⑮	—	—	—	—	—	—						
	使用済燃料プール温度（S A）	新設													
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設													
	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用空冷装置を含む）	新設													
代替電源による給電	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）	新設	① ⑥ ⑦ ⑭							—	—	—	—	—	—
	使用済燃料プール温度（S A）	新設													
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設													
	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用空冷装置を含む）	新設													
	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													
	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													
	燃料補給設備	新設													

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／11）

■：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
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却①	代替燃料プール冷却系ポンプ	新設	① ⑦	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却②	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設	150分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
	代替燃料プール冷却系熱交換器	新設			代替燃料プール冷却系熱交換器	常設			
	代替燃料プール冷却系配管・弁	新設			代替燃料プール冷却系配管・弁	常設			
	緊急用海水ポンプ	新設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	使用済燃料プール	既設			使用済燃料プール	常設			
	スキマサージタンク	既設			スキマサージタンク	常設			
	燃料プール冷却浄化系配管・弁	既設			燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設			
	緊急用海水系配管・弁・ストレーナ	新設			緊急用海水系配管・弁・ストレーナ	常設			
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設			残留熱除去系海水系配管・弁	常設			
	緊急用海水ポンプピット	新設			緊急用海水ポンプピット	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			
	燃料補給設備	新設			燃料補給設備	常設可搬			

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／11）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
【要求事項】 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。
2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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。	使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するために必要な手順等を整備する。

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9／11）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	—
2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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と同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—
a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（10／11）

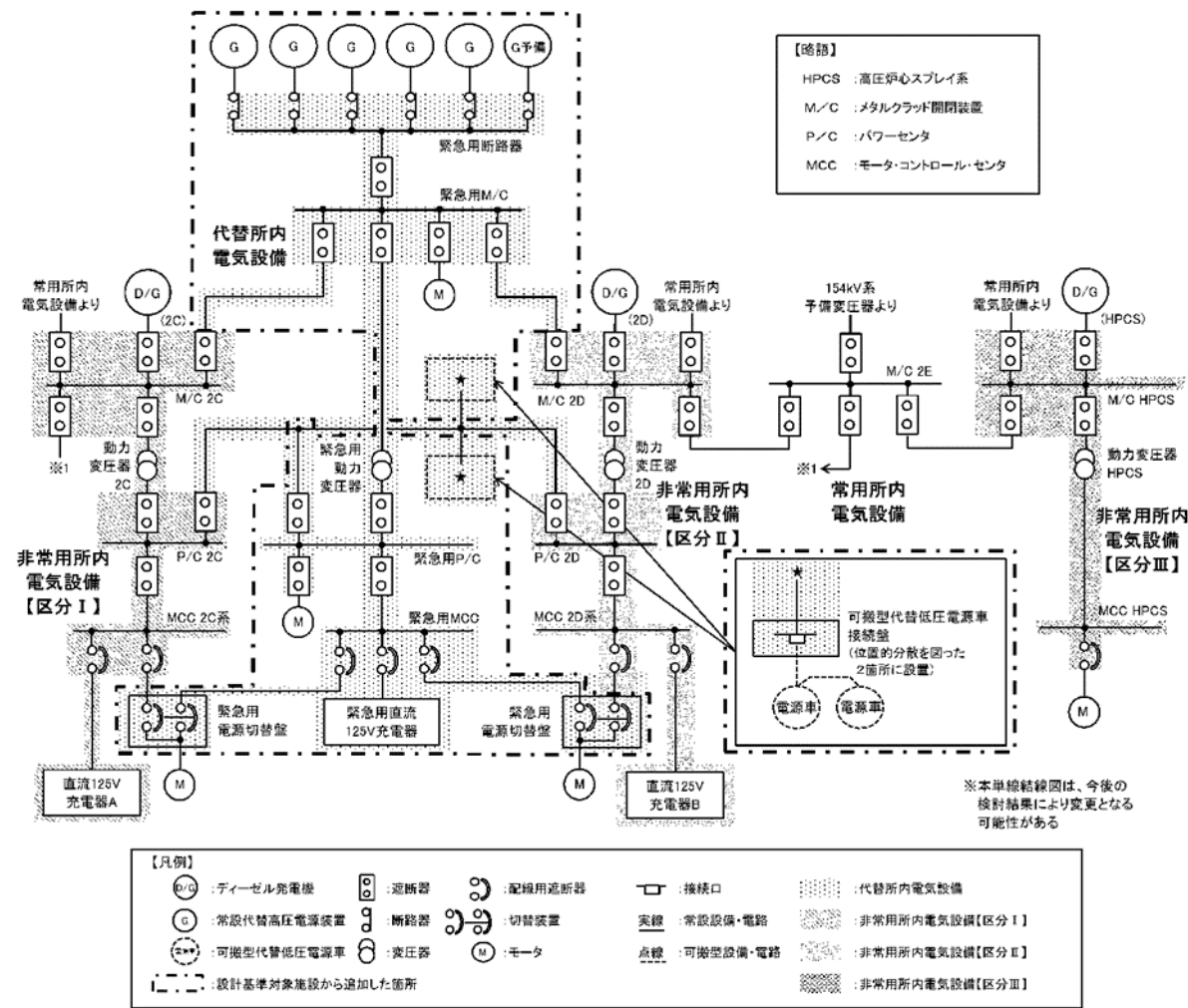
技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—
a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	使用済燃料プールの水位が維持できない場合において、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する手段として、スプレイ設備である常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる燃料損傷を緩和するために必要な手順等を整備する。
b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。	燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる放射性物質の放出を低減するために必要な手順等及び可搬型代替注水大型ポンプによる大気への拡散を抑制するために必要な手順等を整備する。 なお、可搬型代替注水大型ポンプによる大気への拡散抑制に関する手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

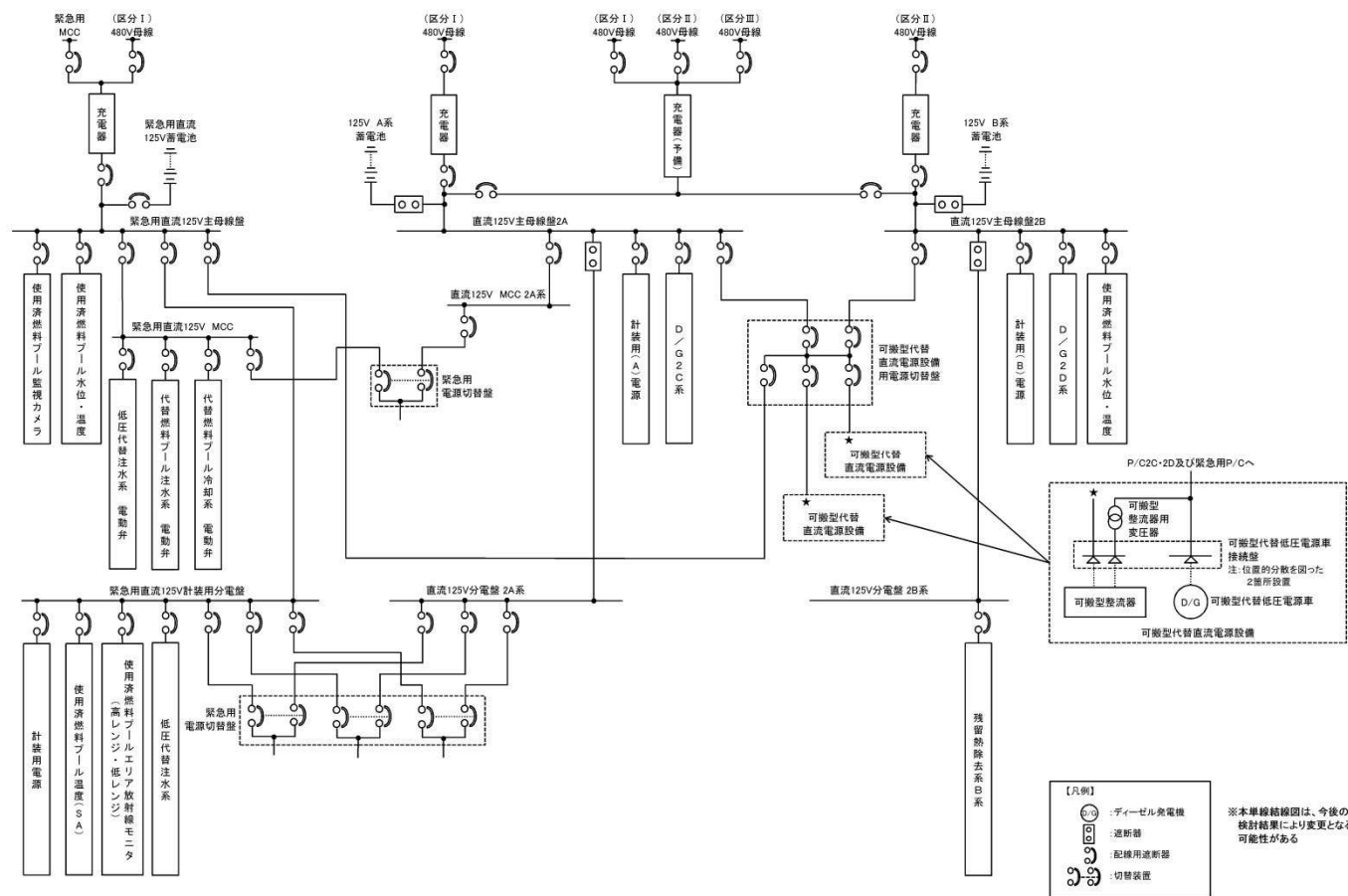
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（11／11）

技術的能力審査基準（1. 11）	適合方針
4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。	—
a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。	重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する手段として、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び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用空冷装置を含む）による使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率を監視するために必要な手順等を整備する。
b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの計測に必要な設備へ代替電源設備により給電する手順等を整備する。 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」にて整備する。

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。



第1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. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール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、送水ルートを決める。

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使用済燃料プールへ注水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、タービン建屋北側周辺、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

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水に必要な要員数（9名）、所要時間（170分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から低圧代替注水系配管・弁の西側接続口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：170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：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，放射性物質の放出が予想されることから，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操作可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：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。



可搬型代替注水大型ポンプ



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代替燃料プール注水系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

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水に必要な要員数（11名）、所要時間（170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（運転員等2名）

所要時間目安：60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. 補給水系による使用済燃料プール注水

(1) 操作概要

原子炉建屋原子炉棟にて，補給水系により使用済燃料プールへ注水を実施する。

(2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上 6 階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

補給水系による使用済燃料プール注水に必要な要員数（3 名），所要時間（55 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（運転員等 2 名）

所要時間目安：55 分以内

(4) 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 L E D 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）を装備して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又は L E D 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，P H S 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。

3. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水

(1) 操作概要

消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水の系統構成を実施する。

(2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上 5 階及び原子炉建屋原子炉棟地上 6 階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水に必要な要員数（5 名）、所要時間（60 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（運転員等3名，重大事故等対応要員1名）

所要時間目安：60 分以内

(4) 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。

4. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水

(1) 操作概要

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成を実施する。

(2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上 3 階及び原子炉建屋原子炉棟地上 4 階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水に必要な要員数（3 名）、所要時間（100 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（運転員等2名）

所要時間目安：100 分以内

(4) 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ライトを携帯していることから、アクセスは可能である。

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。

5. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

(1) 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイが必要な状況において、水源を選定し、送水ルートを決める。

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使用済燃料プールへ注水する。

(2) 作業場所

原子炉建屋内、屋外（原子炉建屋東側及び南側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに必要な要員数（9名）、所要時間（345分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から原子炉建屋原子炉棟大物搬入口からのホース敷設に必要な要員数、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：345分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

(4) 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、放射性物質の放出が予想されることから、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操作可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：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。

6. 使用済燃料プール漏えい緩和

(1) 操作概要

災害対策本部は、使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を接着したステンレス鋼板にロープを取り付け、使用済燃料プールに吊り下ろすことにより、使用済燃料プールの漏えいを緩和する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上6階

(3) 必要要員数及び操作時間

使用済燃料プール漏えい緩和に必要な要員数（5名）、所要時間（150分以内）のうち、現場での使用済燃料プールの漏えい緩和に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：150分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

(4) 操作の成立性について

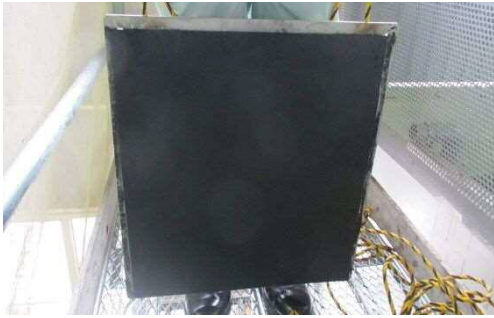
作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携帯していることから、アクセスは可能である。

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，中央制御室との連絡が可能である。



ステンレス鋼板



吊り下ろし作業

7. 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(1) 操作概要

可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール冷却系へ冷却水の供給を行う。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋付属棟東側及び西側周辺、取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保に必要な要員数（9名）、所要時間（150分以内）のうち、最長時間を要する西側接続口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：150分以内（当該設備は、設置未設置のため実績時間なし）

(4) 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操作可能である。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。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



東海港での送水訓練
(ホース敷設)



東海港での送水訓練
(水中ポンプユニット設置)



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)

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/3)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1) 使用済燃料プール代替注水	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合	通常水位-142mm (EL. 46053mm)
		b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合	通常水位-142mm (EL. 46053mm)
		c. 補給水系による使用済燃料プール注水	使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合	通常水位-142mm (EL. 46053mm)
		d. 消火系による使用済燃料プール注水	使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合	通常水位-142mm (EL. 46053mm)

1. 判断基準の解釈一覧 (2/3)

手順			判断基準記載内容	解釈
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) 使用済燃料プー ルスプレイ	a. 常設低圧代替注水 系ポンプによる代 替燃料プール注水 系（常設スプレイ ヘッダ）を使用し た使用済燃料プー ルスプレイ	使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管以 上に維持ができない場合	通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以下
		b. 可搬型代替注水大 型ポンプによる代 替燃料プール注水 系（常設スプレイ ヘッダ）を使用し た使用済燃料プー ルスプレイ（淡水 ／海水）	使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管以 上に維持ができない場合	通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以下
		c. 可搬型代替注水大 型ポンプによる代 替燃料プール注水 系（可搬型スプレ イノズル）を使用 した使用済燃料プ ールスプレイ（淡 水／海水）	使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管以 上に維持ができない場合	通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以下
	(2) 漏えい緩和	a. 使用済燃料プール 漏えい緩和	使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管以 上に維持ができない場合	通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以下
1. 11. 2. 3 重大事故等時における 使用済燃料プールの監 視のための対応手順	(1) 使用済燃料プー ルの状態監視	a. 使用済燃料プール 監視カメラ用空冷 装置起動	使用済燃料プールの水位が低下していることを確 認した場合	通常水位-142mm (EL. 46053mm)

1. 判断基準の解釈一覧 (3／3)

手順			判断基準記載内容	解釈
1. 11. 2. 4 重大事故等時における 使用済燃料プールの冷 却のための対応手順	(1) 使用済燃料プー ル冷却	a. 代替燃料プール冷 却系による使用済 燃料プール冷却 (a) 代替燃料プール 冷却系による使 用済燃料プール 冷却	使用済燃料プール温度の上昇していることを確認 した場合	使用済燃料プール温度50℃
		(b) 緊急用海水系に よる冷却水（海 水）の確保	使用済燃料プール温度の上昇していることを確認 した場合	使用済燃料プール温度50℃
		(c) 可搬型代替注水 大型ポンプによ る冷却水（海 水）の確保	使用済燃料プール温度の上昇していることを確認 した場合	使用済燃料プール温度50℃

2. 操作手順の解釈一覧 (1/3)

手順			操作手順記載内容	解釈
1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1) 使用済燃料プール代替注水	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	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	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
			使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
		b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
		d. 補給水系による使用済燃料プール注水	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上
			燃料プール周り補給水元弁	—
		e. 消火系による使用済燃料プール注水	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上
			補助ボイラ冷却水元弁	—
			残留熱除去系（B）消火系ライン弁	—
			残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁	—
			残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁	—

2. 操作手順の解釈一覧 (2/3)

手順			操作手順記載内容	解釈
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) 使用済燃料プールのスプレイ	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
			使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			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	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
			使用済燃料プールのスプレイライン元弁	—
		b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）	使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			使用済燃料プールのスプレイライン元弁	—
			使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1) 使用済燃料プールの状態監視	a. 使用済燃料プールの監視カメラ用空冷装置起動	使用済燃料プールの監視カメラ用空冷装置出口弁	—
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順	(1) 使用済燃料プールの冷却	a. 代替燃料プールの冷却系による使用済燃料プールの冷却 (a) 代替燃料プールの冷却系による使用済燃料プールの冷却	燃料プールの冷却浄化系入口隔離弁	—
			代替燃料プールの冷却系ポンプ入口弁	—
			代替燃料プールの冷却系熱交換器出口弁	—

2. 操作手順の解釈一覧 (3/3)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.11.2.4 重大事故等時における 使用済燃料プールの冷 却のための対応手順	(1) 使用済燃料プール 冷却	(b) 緊急用海水系によ る冷却水（海水） の確保	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライ ン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱 交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）	—
			代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量 調節弁	—
			緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交 換器）の流量上昇	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交 換器）の流量上昇
		(c) 可搬型代替注水大 型ポンプによる冷 却水（海水）の確 保	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量 調節弁	—
			代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライ ン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱 交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
			緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交 換器）の流量上昇	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交 換器）の流量上昇