東海第二発電所　審査資料	
資料番号	SA技-C-1　改63
提出年月日	平成29年9月6日

東海第二発電所

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

平成29年9月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち，□は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

下線部：今回提出資料

1.　重大事故等対策

1.0　重大事故等対策における共通事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

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

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

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

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

1.14　電源の確保に関する手順等

1.15　事故時の計装に関する手順等

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17　監視測定等に関する手順等

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19　通信連絡に関する手順等

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

2.1　可搬型設備等による対応

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

＜　目　次　＞

1.6.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．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．炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a)　フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　代替格納容器スプレイ

ⅱ）　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

ⅲ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　復旧

ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｃ．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a)　フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　代替格納容器スプレイ

ⅱ）　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

ⅲ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　復旧

ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｄ．手順等

1.6.2　重大事故等時の手順

1.6.2.1　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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱

(2)　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・プール水の除熱

1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手順

ａ．代替格納容器スプレイ

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱

(d)　消火系による格納容器内の冷却

(e)　補給水系による格納容器内の冷却

ｂ．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

ｃ．重大事故等時の対応手段の選択

(2)　サポート系故障時の対応手順

ａ．復旧

(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

ｂ．重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手順

ａ．代替格納容器スプレイ

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱
(d)　消火系による格納容器内の冷却
(e)　補給水系による格納容器内の冷却
b．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱
(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱
c．重大事故等時の対応手段の選択
(2)　サポート系故障時の対応手順
a．復旧
(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱
(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱
b．重大事故等時の対応手段の選択
1.6.2.4　その他の手順項目について考慮する手順
添付資料1.6.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料1.6.2　対応手段として選定した設備の電源構成図
添付資料1.6.3　重大事故対策の成立性
1．代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（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．消火系による格納容器内の冷却

(1)　系統構成

3. 補給水系による格納容器内の冷却

(1)　系統構成

添付資料 1.6.4　残留熱除去系によるサプレッション・プール水の除熱における手順着手の判断基準の設定根拠について

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

【要求事項】

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

2　発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　第１項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第２項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等

ａ）設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

（２）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等

ａ）炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容

器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内の冷却機能は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱機能である。

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

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

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。

1.6.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため，格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させるための設計基準事故対処設備として，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば，重大事故等の対処に用いるが，設計基準事故対処設備が故障した場合は，その機能を代替するために，設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下

「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.6－1図）

重大事故等対処設備の他に，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。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプの故障による機能喪失を想定する。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。

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1.6－1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（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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

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・プール水の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・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

ｂ．炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a)　フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　代替格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，代替格納

容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により格納容器内を冷却する手段がある。

（ⅰ） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

（ⅱ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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。

・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格納容器内の除熱

代替循環冷却系による格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。なお，代替循環冷却系は残留熱除去系の有する格納容器内の除熱機能を代替することを目的に設置した設備である。

・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） 消火系による格納容器内の冷却

消火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。

・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） 補給水系による格納容器内の冷却

補給水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。

・復水移送ポンプ

・復水貯蔵タンク

ⅱ） ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し，さらに代替格納容器スプレイができない場合において，原子炉運転中にドライウェル内ガスの循環冷却に用いるドライウェル内ガス冷却装置により格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段がある。

（ⅰ） ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・ドライウェル内ガス冷却装置送風機

・ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル

ⅲ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2)ｂ．(a)ⅰ)(ⅰ) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却」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。

「1.6.1(2)ｂ．(a)ｉ)(ⅱ) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却」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。

「1.6.1(2)ｂ．(a)ｉ)(ⅲ) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」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。

「1.6.1(2)ｂ．(a)ｉ)(ⅲ) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」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1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合においても，格納容器内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，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，格納容器内を除熱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，格納容器内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，格納容器内を冷却する手段として有効である。

・ドライウェル内ガス冷却装置送風機及びドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル

通常運転中はドライウェル内のガスを循環冷却し，ドライウェル内のモータ絶縁材等を劣化させないようにするための設備であるため，重大事故等時は格納容器内の圧力及び温度を低下させる十分な能力を確保していない。また，ドライウェル内ガス冷却装置送風機及びドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルは耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，格納容器内への原子炉補機冷却水の通水及びドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動が可能である場合，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段として有効である。

また，ドライウェル内ガス冷却装置送風機が停止している場合においても，原子炉補機冷却水の通水を継続することにより，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮することが可能であり，格納容器内の圧力及び温度の上昇

を緩和することが可能である。

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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　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で冷却水を確保することにより，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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，緊急用海水ポンプ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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を補給し，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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内

の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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） 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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

「1.6.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ｉ) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」及び「1.6.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ⅱ) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」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。

「1.6.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ｉ) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」及び「1.6.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ⅱ) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」で使用する設備のうち，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧し，格納容器内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，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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が使用可能であれば，格納容器内を除熱する手段として有効である。

c．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ） 代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に，格納容器の破損を防止するため代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は，「1.6.1(2)b．(a)ⅰ） 代替格納容器スプレイ」にて選定した対応手段及び設備と同様である。

ⅱ） ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し，さらに代替格納容器スプレイができない場合に，ドライウェル内ガス冷却装置により格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段がある。

この対応手段で使用する設備は，「1.6.1(2)ｂ．(a)ⅱ） ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱」にて選定した対応手段及び設備と同様である。

ⅲ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2)ｃ．(a)ｉ） 代替格納容器スプレイ」として使用する設備における，重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置づけは，「1.6.1(2)ｂ．(a)ⅲ） 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

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

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させることができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。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，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，格納容器内を除熱し，放射性物質の濃度を低下させ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，格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させ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，格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

・ドライウェル内ガス冷却装置送風機及びドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル

通常運転中ドライウェル内のガスを循環冷却し，ドライウェル内のモータ絶縁材等を劣化させないようにするための設備であるため，炉心の著しい損傷防止，及び格納容器内の圧力及び温度を低下させる十分な能力を確保していない。また，ドライウェル内ガス冷却装置送風機及びドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルは耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，格納容器内への原子炉補機冷却水の通水及びドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動が可能である場合，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段として有効である。

なお，ドライウェル内ガス冷却装置送風機が停止している場合においても，原子炉補機冷却水の通水を継続することにより，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮することが可能であり，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和することが可能である。

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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　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で冷却水を確保することにより，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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，緊急用海水ポンプ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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を補給し，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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を十分な期間，運転継続することが可能である。

これらの対応手段で使用する設備は，「1.6.1(2)ｂ．(b)ⅰ） 復旧」で選定した対応手段及び設備と同様である。

ⅱ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2)ｃ．(b)ⅰ） 復旧」で使用する設備における，重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置づけは「1.6.1(2)ｂ．(b)ⅱ） 重大事故等対処設備と自主対策設備」と

同様である。

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

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧し，格納容器内を除熱し，放射性物質の濃度を低下させることができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。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，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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が使用可能であれば，格納容器内を除熱し，放射性物質の濃度を低下させ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．炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「ｃ．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※3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1.6－1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1.6－2表，第1.6－3表）

※3　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1.6.2）

1.6.2　重大事故等時の手順

1.6.2.1　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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプを起動し，サプレッション・プールを水源とした格納容器内の除熱を実施する。

格納容器スプレイ開始後は，格納容器内の圧力が負圧とならないように，格納容器スプレイの起動／停止を行う。

ａ．手順着手の判断基準

格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※1した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

ｂ．操作手順

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ａ）による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）に従い実施する。（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ｂ）による格納容器内の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6－2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（Ａ）ポンプの起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上であることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に基づき格納容器スプレイ先を選択し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ａ）による格納容器内の除熱の開始を指示する。

④[a]Ｄ／Ｗスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁を開にする。

④[b]Ｓ／Ｐスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）Ｓ／Ｐスプレイ弁を開にする。

⑤運転員等は中央制御室にて，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，格納容器内の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，格納容器内の圧力の低下及び格納容

器内の温度の低下により確認※2し，発電長に報告する。

なお，格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁及びＳ／Ｐスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（Ａ）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

※2：格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止する。その後，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

ｃ．操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等（当直運転員）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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱開始まで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。

なお，残留熱除去系（低圧注水系）の起動に必要となる残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

(2)　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・プール水の除熱

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が健全な場合は，中央制御室からの手動操作によりサプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプを起動し，サプレッション・プール水の除熱を実施する。

ａ．手順着手の判断基準

サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上，又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，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（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ｂ）によるサプレッション・プール水の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6－3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（Ａ）ポンプの起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上であることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱の開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）テスト弁を開にする。

⑤運転員等は中央制御室にて，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，サプレッション・プール水の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，サプレッション・プール水の温度の低下により確認し，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は運転員等（当直運転員）1名により操作を実施した場合，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（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱開始まで3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（サプレッション・プール冷却系）の起動に必要となる残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手順

a．代替格納容器スプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却を実施する。

格納容器スプレイ開始後は，格納容器内の圧力が負圧とならないように，格納容器スプレイの起動／停止を行う。

なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

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プレッション・プール冷却系）により格納容器内の除熱ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※3した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※3：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

概要図を第1.6－4図に，タイムチャートを第1.6－5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に必要な残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の受電操作を実施し，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の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。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑤運転員等は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却の準備が完了したことを報告する。

⑥発電長は，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の起動を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の使用モードを選択し，代替格納容器スプレイ冷却系（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，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁が自動開したことを確認する。

⑨運転員等は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の起動が完了したことを報告する。

⑩発電長は，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁を開にし，格納容器内の冷却が開始されたことを低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇，格納容器内の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認※4し，発電長に報告する。

※4：格納容器スプレイ停止の判断基準（第 1.6－4 表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止する。その後，格納容器スプレイ開始の判断基準（第 1.6－4 表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第 1.6－4 表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却開始まで10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) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

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プレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。なお，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となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.6－6図に，タイムチャートを第1.6－7図に示す。

（残留熱除去系（Ｂ）配管を使用する西側接続口による格納容器内の冷却及び残留熱除去系（Ａ）配管を使用する東側接続口による格

納容器内の冷却の手順は，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，災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備を指示する。

④発電長は，運転員等に残留熱除去系（Ｂ）配管又は残留熱除去系（Ａ）配管を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に必要な残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁又は残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の受電操作を実施し，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁又は残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の表示灯が点灯したことを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却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運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）ポンプ又は残留熱除去系（Ａ）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑧運転員等は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備が完了したことを報告する。

⑨発電長は，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

による格納容器内の冷却の系統構成を指示する。

⑩[a]残留熱除去系（Ｂ）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ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残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁を開にする。

⑩[b]残留熱除去系（Ａ）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ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残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁を開にする。

⑪運転員等は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の系統構成が完了したことを報告する。

⑫発電長は，災害対策本部長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内を冷却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。

⑬重大事故等対応要員は，災害対策本部長に代替格納容器スプレ

イ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却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，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送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却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，格納容器内の冷却が開始されたことを低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇，格納容器内の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認し，発電長に報告する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却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（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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（Ｂ）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，195分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（Ａ）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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（残留熱除去系（Ａ）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，195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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.6.3）

(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱

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プレッション・プール冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，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格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

概要図を第1.6－8図に，タイムチャートを第1.6－9図に示す。

①発電長は，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格納容器内の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系による格納容器内の除熱に必要な残留熱除去系（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）バイパス弁及び残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の受電操作を実施し，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）バイパス弁及び残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系による格納容器内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し，発電長に報告する。

④発電長は，運転員等に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の系統構成を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑥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。

⑦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。

⑧運転員等は，発電長に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は，運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプを起動し，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の開始を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁を開にした後，代替循環冷却系格納容器スプレイ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。

⑬運転員等は中央制御室にて，格納容器内の除熱が開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇，格納容器内の圧力の低下及び格納容器内の温度の低下により確認し，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（当直運転員）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代替循環冷却系による格納容器内の除熱開始まで41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。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(d) 消火系による格納容器内の冷却

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プレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系により格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，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，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

ⅱ） 操作手順

消火系による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

概要図を第1.6－10図に，タイムチャートを第1.6－11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格納容器内の冷却の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，消火系による格納容器内の冷却に必要な残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の受電操作を実施し，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，消火系による格納容器内の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し，発電長に報告する。

④発電長は，運転員等に消火系による格納容器内の冷却の系統構成を指示する。

⑤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。

⑥運転員等は，発電長に消火系による格納容器内の冷却の系統構成が完了したことを報告する。

⑦発電長は，運転員等に電動駆動消火ポンプ※5又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑧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。

⑨発電長は，運転員等に消火系による格納容器内の冷却開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）消火系ライン

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（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁又は残留熱除去系（Ｂ）Ｓ／Ｐスプレイ弁を開にする。

⑫運転員等は中央制御室にて，格納容器内の冷却が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，格納容器内の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認し，発電長に報告する。

なお，格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁及びＳ／Ｐスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（Ｂ）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

※5：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。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）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格納容器内の冷却開始まで53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1.6.3）

(e) 補給水系による格納容器内の冷却

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プレッション・プ

ール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系及び消火系により格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，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

補給水系による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

概要図を第1.6－12図に，タイムチャートを第1.6－13図に示す。

①発電長は，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格納容器内の冷却の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，補給水系による格納容器内の冷却に必要な残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の受電操作を実施し，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，補給水系による格納容器内の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し，発電長に報告する。

④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。

⑤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。

⑥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。

⑦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。

⑧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。

⑨発電長は，運転員等に補給水系による格納容器内の冷却の系統構成を指示する。

⑩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。

⑪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。

⑫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。

⑬運転員等は，発電長に補給水系による格納容器内の冷却の系統構成が完了したことを報告する。

⑭発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑮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。

⑯発電長は，運転員等に補給水系による格納容器内の冷却の開始を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁又は残留熱除去系（Ｂ）Ｓ／Ｐスプレイ弁を開にする。

⑱運転員等は中央制御室にて，格納容器内の冷却が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，格納容器内の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により

確認し，発電長に報告する。

なお，格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁及びＳ／Ｐスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（Ｂ）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）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格納容器内の冷却開始まで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1.6.3）

ｂ．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

(a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し，さらに代替格納容器スプレイができない場合において，原子炉補機冷却水を通水後，ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

ドライウェル内ガス冷却装置送風機を停止状態としても，格納容器内への原子炉補機冷却水の通水を継続することで，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮し，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

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プレッション・プール冷却系）により格納容器内の除熱ができず，さらに代替格納容器スプレイができない場合。

ⅱ） 操作手順

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.6－14図に，タイムチャートを第1.6－15図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱に必要な送風機，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，運転員等にドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，原子炉補機冷却水系隔離弁及びドライウェル内ガス冷却装置送風機原子炉補機冷却水系出入口弁を開にし，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルへの冷却水通水を開始する。

⑤運転員等は中央制御室にて，ドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動阻止信号が発信している場合は除外操作を実施する。

⑥運転員等は，発電長にドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の系統構成が完了したことを報告する。

⑦発電長は，運転員等にドライウェル内ガス冷却装置による格納

容器内の除熱の開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動し，格納容器内の圧力及び格納容器内の温度の上昇が緩和することを確認し，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（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断してからドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱開始まで10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．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1.6－20図に示す。

設計基準事故対処設備による格納容器内の除熱機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合は，代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は，消火系，補給水系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

なお，消火系による格納容器内の冷却は，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合

に実施する。また，補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから，消火系による格納容器内の冷却ができない場合に実施する。

代替格納容器スプレイができない場合は，原子炉補機冷却水により冷却水を確保した後，ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱を実施し，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

(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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱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（格納容器スプレイ冷却系）の電源を復旧するとともに，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冷却水を確保し，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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合，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冷却水を確保し，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除熱を実施する。

格納容器スプレイ開始後は，格納容器内の圧力が負圧とならないように，格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

なお，格納容器内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　２Ｃを優先し，緊急用M／Cから受電するため，M／C　２Cの供給対象である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（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を受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dの受電が完了し，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【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，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，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

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）に従い実施する。（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（B）による格納容器内の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6－16図に，タイムチャートを第1.6－17図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除

熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ａ）による格納容器内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，運転員等に格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に基づき格納容器スプレイ先を選択し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ａ）による格納容器内の除熱の開始を指示する。

⑥[a]Ｄ／Ｗスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁を開にする。

⑥[b]Ｓ／Ｐスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）Ｓ／Ｐスプレイ弁を開にする。

⑦運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁を閉にする。

⑧運転員等は中央制御室にて，格納容器内の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，格納容器内の圧力の低下及

び格納容器内の温度の低下により確認し，発電長に報告する。

なお，格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁及びS／Pスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（A）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱開始まで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。

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。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱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（サプレッション・プール冷却系）の電源を復旧するとともに，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冷却水を確保し，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・プール水の除熱を実施する。

また，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合，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冷却水を確保し，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・プール水の除熱を実施する。

なお，格納容器内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　２Cを優先し，緊急用M／Cから受電するため，M／C　２Cの供給対象である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（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を受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dの受電が完了し，サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上，又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【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を確保し，サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上，又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

（添付資料1.6.4）

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ｂ）によるサプレッション・プール水の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6－18図に，タイムチャートを第1.6－19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（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水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，運転員等に残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）テスト弁を開にする。

⑦運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイ

パス弁を閉にする。

⑧運転員等は中央制御室にて，サプレッション・プール水の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，サプレッション・プール水の温度の低下により確認し，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（当直運転員）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（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱開始まで3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。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：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1.6－20図に示す。

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を受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dを受電し，交流動力電源が確保され，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施する。常設代替交流電源設備によりM／C　２C又はM／

Ｃ　２Ｄが受電できない場合は，「1.6.2.2(1) ａ．代替格納容器スプレイ」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水ポンプにより冷却水を確保し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施する。緊急用海水ポンプ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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施するが，可搬型代替注水大型ポンプの運転に時間を要することから，「1.6.2.2(1) ａ．代替格納容器スプレイ」の対応手順を並行して実施する。

なお，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール水冷却系）の復旧が困難な場合には，代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手順

ａ．代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に，格納容器の破損を防止するため，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却を実施する。

なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※6において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※7した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※6：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。

※7：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－5表）に達した場合。

ⅱ）　操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1)ａ．(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止，再開及び流量変更は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－7表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－4図，タイムチャートは第1.6－5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（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常

設）による格納容器内の冷却開始まで10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)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ⅱ）　操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1)ａ．(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止，再開及び流量変更は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－7表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－6図，タイムチャートは第1.6－7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，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却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（Ｂ）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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（残留熱除去系（Ａ）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.6.3）

(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，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格納容器内の除熱については，

「1.6.2.2(1)ａ．(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－7表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－8図，タイムチャートは第1.6－9図と同様である。

ⅲ）　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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代替循環冷却系による格納容器内の除熱開始まで41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。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(d)　消火系による格納容器内の冷却

ｉ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，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，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

ⅱ） 操作手順

消火系による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1) a．(d) 消火系による格納容器内の冷却」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－10図，タイムチャートは第1.6－11図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）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格納容器内の冷却開始まで53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1.6.3）

(e) 補給水系による格納容器内の冷却

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系及び消火系による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において，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

補給水系による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1) a．(e) 補給水系による格納容器内の冷却」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－12図，タイムチャートは第1.6－13図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）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格納容器内の冷却開始まで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1.6.3）

b．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

(a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し，さらに代替格納容器スプレイもできない場合に，原子炉補機冷却水を通水後，ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

ドライウェル内ガス冷却装置送風機を停止状態としても，格納容器内の原子炉補機冷却水の通水を継続することで，ドライウェル内ガス

冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮し，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず，さらに代替格納容器スプレイができない場合。

ⅱ） 操作手順

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(1)ｂ．(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱」の操作手順と同様である。

なお，概要図は第1.6－14図，タイムチャートは第1.6－15図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(1)ｂ．(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱」の操作の成立性と同様である。

ｃ．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1.16－20図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，設計基準事故対処設備による格納容器内の冷却機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合は，代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は，消火系，補給水系又は代替格

納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

なお，消火系による格納容器内の冷却は，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。また，補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから，消火系による格納容器内の冷却ができない場合に実施する。

代替格納容器スプレイができない場合は，原子炉補機冷却水により冷却水を確保した後，ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱を実施し，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

(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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱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（格納容器スプレイ冷却系）の電源を復旧するとともに，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冷却水を確保し，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除熱を実施する。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合，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冷却水を確保し，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除熱を実施する。

なお，格納容器内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供給することが可能となるM／C　２Cを優先して緊急用M／Cから受電するため，M／C　２Cの供給対象である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）を優先し，使用する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

炉心損傷を判断した場合において，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を受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dの受電が完了し，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※8した場合で，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】

炉心損傷を判断した場合において，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を確保し，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合で，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※8：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－5表）に達した場合。

ⅱ）　操作手順

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(2)ａ．(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－16図，タイムチャートは第1.6－17図と同様である。

ⅲ）　操作の成立性

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(2)ａ．(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」の操作の成立性と同様である。

(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱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（サプレッション・プール冷却系）の電源を復旧するとともに，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冷却水を確保し，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・プール水の除熱を実施する。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合，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冷却水を確保し，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・プール水の除熱を実施する。

なお，格納容器内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供給することが可能となるM／C　２Cを優先して緊急用M／Cから受電するため，M／C　２Cの供給対象である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（A）を優先し，使用する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

炉心損傷を判断した場合において，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を受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dの受電が完了し，サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

炉心損傷を判断した場合において，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を確保し，サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，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

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱については，「1.6.2.2(2) a．(b)　残

留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」の操作手順と同様である。

なお，概要図は第1.6－18図，タイムチャートは第1.6－19図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱については，「1.6.2.2(2) a．(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」の操作の成立性と同様である。

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1.16－20図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源喪失時，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を受電し，交流動力電源が確保され，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）が復旧できる場合は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施する。常設代替交流電源設備によりM／C　２C又はM／C　２Dが受電できない場合は，「1.6.2.3(1) a．代替格納容器スプレイ」の対応手順を実施する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水ポンプにより冷却水を確保し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施する。緊急用海

水ポンプ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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施するが，可搬型代替注水大型ポンプの運転に時間を要することから，「1.6.2.3(1)ａ．代替格納容器スプレイ」の対応手順を並行して実施する。

なお，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール水冷却系）の復旧が困難な場合には，代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

1.6.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び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となる水の供給手順等」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となる水の供給手順等」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1.6－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／24）

（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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="3">対応設備</th><th>整備する手順書※1</th></tr>
<tr><td rowspan="4">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td><td rowspan="4">－</td><td rowspan="4">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除熱</td><td rowspan="2">主要設備</td><td>サプレッション・プール</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="4">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」
「Ｄ／Ｗ温度制御」
「Ｓ／Ｐ温度制御」
「Ｓ／Ｐ水位制御」

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ
残留熱除去系熱交換器
残留熱除去系海水ポンプ※2</td><td>重大事故等対処設備
（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">関連設備</td><td>格納容器</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ
非常用交流電源設備※4
燃料補給設備※4</td><td>重大事故等対処設備
（設計基準拡張）</td></tr>
</table>

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（2／24）

（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（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱）

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※1
重大事故等対処設備（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・プール水の除熱	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） 格納容器制御 「Ｓ／Ｐ温度制御」 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 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器	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※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（3／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	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」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 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	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（4／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	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」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（Ａ）配管・弁・スプレイヘッダ 残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（5／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱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※2	重大事故等対処設備	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」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※2	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・ストレーナ・スプレイヘッダ 格納容器 非常用取水設備※2 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	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（6／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱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Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	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・スプレイヘッダ 格納容器 非常用取水設備※2 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	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（7／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="3">対応設備</th><th>整備する手順書※1</th></tr>
<tr><td rowspan="3">フロントライン系故障</td><td rowspan="3">残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ</td><td rowspan="3">消火系による格納容器内の冷却</td><td>主要設備</td><td>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</td><td>自主対策設備</td><td rowspan="3">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」
「Ｄ／Ｗ温度制御」
「Ｓ／Ｐ水位制御」

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td rowspan="2">関連設備</td><td>格納容器
常設代替交流電源設備※4
可搬型代替交流電源設備※4
燃料補給設備※4</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ
非常用交流電源設備※4</td><td>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>消火系配管・弁</td><td>自主対策設備</td><td></td></tr>
</table>

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（8／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	補給水系による格納容器内の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 非常用交流電源設備※4	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：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（9／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="3">対応設備</th><th>整備する手順書※1</th></tr>
<tr><td rowspan="4">フロントライン系故障</td><td rowspan="4">残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）
ポンプ</td><td rowspan="4">ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱</td><td>主要設備</td><td>ドライウェル内ガス冷却装置送風機
ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル</td><td>自主対策設備</td><td rowspan="4">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」

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td rowspan="3">関連設備</td><td>常設代替交流電源設備※4
燃料補給設備※4</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>非常用交流電源設備※4</td><td>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td>原子炉補機冷却水系</td><td>自主対策設備</td></tr>
</table>

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（10／24）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	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」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 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（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※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 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	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（11／24）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱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） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 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（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※2	自主対策設備	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 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	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（12／24）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
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（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	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」 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（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※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 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	
				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：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（13／24）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
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（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱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） 格納容器制御「Ｓ／Ｐ温度制御」 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（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※2	自主対策設備	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 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	
				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：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（14／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	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） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 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	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（15／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	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） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（Ａ）配管・弁・スプレイヘッダ 残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（16／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱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※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） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※2	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・ストレーナ・スプレイヘッダ 格納容器 非常用取水設備※2 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	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（17／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱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） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	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・スプレイヘッダ 格納容器 非常用取水設備※2 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	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（18／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	消火系による格納容器内の冷却	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） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 非常用交流電源設備※4	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：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（19／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="3">対応設備</th><th>整備する手順書※1</th></tr>
<tr><td rowspan="4">フロントライン系故障</td><td rowspan="4">残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ</td><td rowspan="4">補給水系による格納容器内の冷却</td><td>主要設備</td><td>復水移送ポンプ
復水貯蔵タンク</td><td>自主対策設備</td><td rowspan="4">非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）
「除熱－１」，
「除熱－２」，
「除熱－３」

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td rowspan="3">関連設備</td><td>格納容器
常設代替交流電源設備※4
可搬型代替交流電源設備※4
燃料補給設備※4</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ
非常用交流電源設備※4</td><td>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td>補給水系配管・弁
消火系配管・弁</td><td>自主対策設備</td></tr>
</table>

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（20／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	主要設備	ドライウェル内ガス冷却装置送風機 ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			関連設備	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	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				原子炉補機冷却水系	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（21／24）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※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） 「除熱－１」， 「除熱－３」 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（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※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 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	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（22／24）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱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Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－３」 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（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※2	自主対策設備	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 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	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（23／24）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
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（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※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） 「除熱－１」， 「除熱－３」 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（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※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 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	
				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：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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（24／24）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
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（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱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Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－３」 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（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※2	自主対策設備	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 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	
				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：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※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 1.6－2 表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／18）

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）
1.6.2.1　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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※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
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（2／18）

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）
1.6.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順			
(2)　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・プール水の除熱	判断基準	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※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
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（3／18）

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）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※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	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（4／18）

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）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 a．代替格納容器スプレイ			
(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却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
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※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
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（5／18）

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）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 a．代替格納容器スプレイ			
	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 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
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 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	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系ポンプ入口温度※1 残留熱除去系熱交換器入口温度※1
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1

※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（6／18）

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）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 a．代替格納容器スプレイ			
(d)　消火系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却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
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（7／18）

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）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(e)　補給水系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却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
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（8／18）

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）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 b．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱			
(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	判断基準	格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却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	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（9／18）

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）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※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	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（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 原子力１号線電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※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
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（10／18）

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）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱	判断基準	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 原子力１号線電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ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 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		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

※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（11／18）

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）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※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	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（12／18）

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）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 a．代替格納容器スプレイ			
(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却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
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※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
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（13／18）

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）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 a．代替格納容器スプレイ			
(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 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
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 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	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系ポンプ入口温度※1 残留熱除去系熱交換器入口温度※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（14／18）

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）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 a．代替格納容器スプレイ			
(d)　消火系による格納容器内の冷却	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却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
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（15／18）

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）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 a．代替格納容器スプレイ			
(e)　補給水系による格納容器内の冷却	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却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
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（16／18）

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）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 b．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱			
(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却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	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（17／18）

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）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		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（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 原子力１号線電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※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
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（18／18）

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）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 原子力１号線電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ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 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		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

※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

第 1.6－3 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
【1.6】 原子炉格納容器内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ＭＣＣ
	代替格納容器スプレイ冷却系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用Ｐ／Ｃ
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	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 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系

第 1.6－4 表　格納容器スプレイ開始，停止の判断基準

（炉心の著しい損傷防止のための対応）

<table>
<tr><th rowspan="2">炉心の著しい損傷防止のための対応</th><th colspan="2" rowspan="2">格納容器スプレイ開始の判断基準</th><th rowspan="2">代替格納容器スプレイ</th><th rowspan="2">残留熱除去系による格納容器スプレイ</th><th colspan="2">格納容器スプレイ停止の判断基準</th></tr>
<tr><th rowspan="8">圧力制御・温度制御・水位制御</th><th rowspan="8">以下のいずれかの条件でスプレイを停止する。

・サプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa［gage］以下まで低下した場合

・ドライウェル内ガス冷却装置戻り温度指示値が 65℃以下かつドライウェル雰囲気温度指示値が 66℃以下

・サプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 82℃未満まで低下した場合

・サプレッション・プール水位指示値が＋6.5m 以上の場合</th></tr>
<tr><td rowspan="5">圧力制御</td><td>ドライウェル圧力指示値が 13.7kPa［gage］以上で，原子炉水位（広帯域）指示値で-3,800mm 未満を経験し原子炉水位（燃料域）指示値で-1,067mm 以上に維持されている場合</td><td>－</td><td>D／W，S／P</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa［gage］以上で，24 時間継続した場合</td><td>－</td><td>S／P</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ圧力指示値が 98kPa［gage］以上で，24 時間継続した場合</td><td>－</td><td>D／W，S／P</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ圧力指示値が 245kPa［gage］（0.8Pd）以上の場合</td><td>－</td><td>D／W，S／P</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa［gage］（0.9Pd）以上の場合※1</td><td>D／W，S／P</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="2">温度制御</td><td>ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃に近接した場合</td><td>D／W</td><td>D／W</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 104℃に近接した場合</td><td>－</td><td>S／P</td></tr>
<tr><td>水位制御※2</td><td>サプレッション・プール水位指示値が＋6.270m に近接した場合</td><td>D／W</td><td>D／W</td></tr>
</table>

※1：残留熱除去系（低圧注水系）が起動し原子炉の冷却を実施している場合は，原子炉の冷却を優先するが，サプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa［gage］（0.9Pd）を超える場合は，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉の冷却を停止し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイを実施することにより，格納容器の健全性を維持する。

※2：原子炉冷却材喪失時，真空破壊弁の機能喪失前に格納容器内の圧力を低下させ，ドライウェルとサプレッション・チェンバの圧力を平衡にする。

第 1.6－5 表　格納容器スプレイ開始，停止の判断基準

（格納容器破損を防止するための対応）

	格納容器スプレイ開始の判断基準				格納容器スプレイ流量（m^3／h）	圧力容器破損前	圧力容器破損後	格納容器スプレイ停止の判断基準			
格納容器破損を防止するための対応	ＡＭ初期対応・除熱―1・除熱―3	代替格納容器スプレイ	代替循環冷却系	ドライウェル圧力指示値が 13.7kPa［gage］以上で，原子炉水位（燃料域）指示値で-1,067mm 以上に維持できず，炉心損傷した場合	150	D／W	D／W	ＡＭ初期対応・除熱―1・除熱―3	代替格納容器スプレイ	代替循環冷却系	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa［gage］以下まで低下した場合
				炉心損傷した場合	150						―
				炉心損傷時，全原子炉注水機能が喪失した場合	250						―
			代替格納容器スプレイ（常設） 代替格納容器スプレイ（可搬型）	ドライウェル圧力指示値が 13.7kPa［gage］以上で，原子炉水位（燃料域）指示値で-1,067mm 以上に維持できず，炉心損傷した場合	130	D／W	D／W			代替格納容器スプレイ（常設） 代替格納容器スプレイ（可搬型）	ドライウェル圧力指示値が 13.7kPa［gage］以上で，原子炉水位（燃料域）指示値で-1,067mm 以上に維持できず，炉心損傷した場合，原子炉水位（燃料域）指示値で-1,067mm まで水位が回復した場合
				炉心損傷した場合	130						ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 400kPa［gage］（1.3pd）以下まで低下した場合
				―	―						ドライウェル雰囲気温度指示値が 151℃以下まで低下した場合
				―	―						サプレッション・プール水位指示値が＋6.5m 以上の場合
				―	―						代替循環冷却系による格納容器内の除熱のみで格納容器内の冷却が満足する時，代替循環冷却系による格納容器内の除熱が開始された場合
		残留熱除去系による格納容器スプレイ	残留熱除去系	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 245kPa［gage］（0.8Pd）以上の場合	1,690	①Ｓ／Ｐ ②Ｄ／Ｗ	①Ｄ／Ｗ ②Ｓ／Ｐ		残留熱除去系による格納容器スプレイ	残留熱除去系	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa［gage］以下まで低下した場合

①，②は優先順位を示す。

第 1.6－6 表　格納容器スプレイの制御に関する判断基準

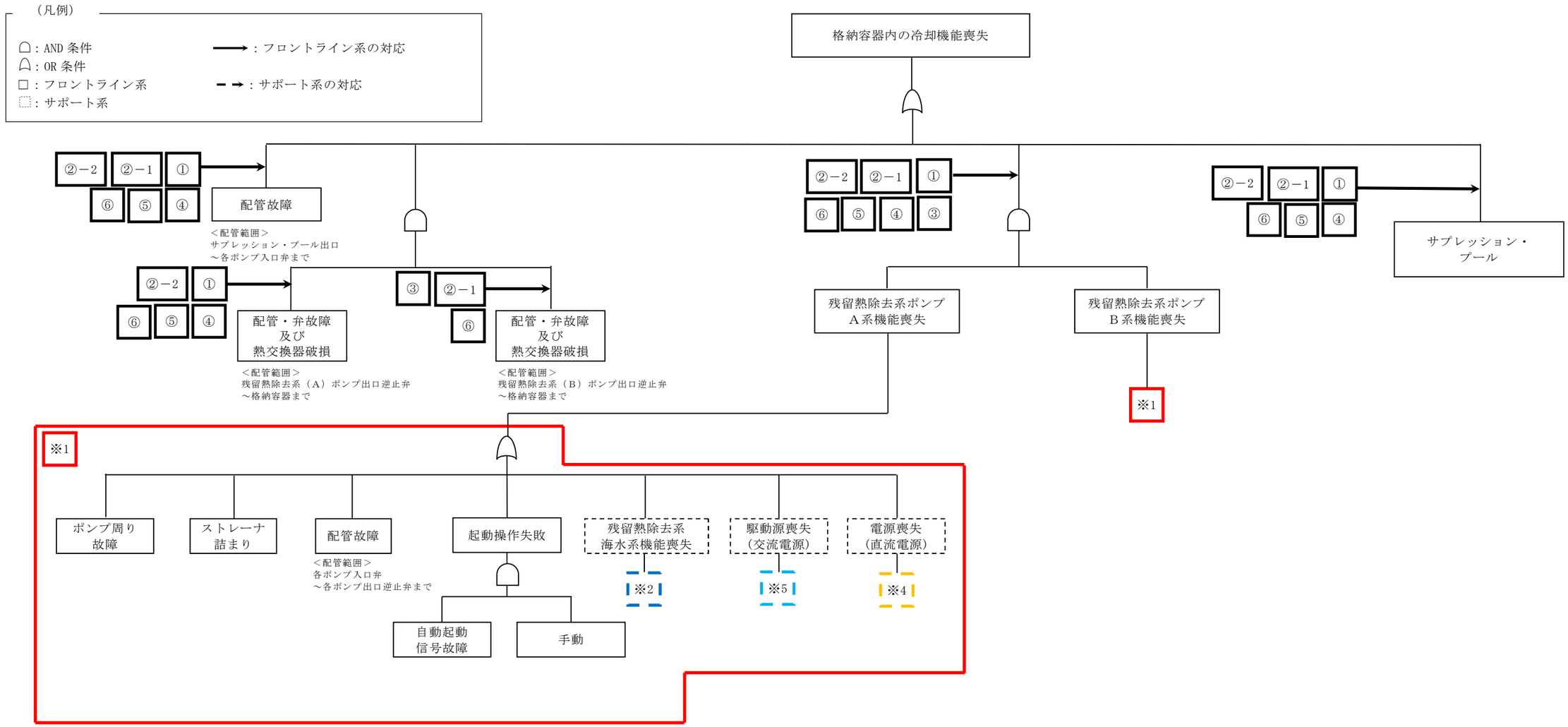
（炉心の著しい損傷防止のための対応）

手段		制御	手順書	開始の判断基準	格納容器 スプレイ流量 （m^3／h）	変更又は停止の判断基準	格納容器 スプレイ流量 （m^3／h）
代替格納容器スプレイ	代替循環冷却系	圧力制御	格納容器圧力制御	サプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa［gage］（0.9Pd）以上の場合	150	サプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa［gage］以下まで低下した場合	停止
	代替格納容器スプレイ（常設） 代替格納容器スプレイ（可搬型）			サプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa［gage］（0.9Pd）以上の場合	130	サプレッション・チェンバ圧力指示値が 217kPa［gage］（0.7Pd）以下まで低下した場合	停止

第 1.6－7 表　格納容器スプレイの制御に関する判断基準

（格納容器破損を防止するための対応）

手段		制御	手順書	開始の判断基準	格納容器スプレイ流量（m^3／h）	変更又は停止の判断基準	格納容器スプレイ流量（m^3／h）
代替格納容器スプレイ	代替循環冷却系	格納容器スプレイ流量制御	除熱－1，3	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 465kPa［gage］（1.5pd）以上の場合	150	→	150
				ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃以上の場合	250	代替循環冷却系による原子炉注水ができる場合に，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度が下降傾向に転じ，ドライウェル雰囲気温度指示値が 151℃以下まで低下した場合	
			除熱－2	原子炉圧力容器破損	250		
	代替格納容器スプレイ（常設） 代替格納容器スプレイ（可搬型）		除熱－1，3	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 465kPa［gage］（1.5pd）以上の場合	130	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 400kPa［gage］（1.3pd）以下まで低下した場合	停止
				ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃以上の場合	300	代替循環冷却系による原子炉注水ができる場合に，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度が下降傾向に転じ，ドライウェル雰囲気温度指示値が 151℃以下まで低下した場合	
			除熱－2	原子炉圧力容器破損	300		



① 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
- 常設低圧代替注水系ポンプ
- 代替淡水貯槽

②－1 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

【残留熱除去系（A）配管使用時】
- 可搬型代替注水大型ポンプ
- 代替淡水貯槽

②－2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

【残留熱除去系（B）配管使用時】
- 可搬型代替注水大型ポンプ
- 代替淡水貯槽

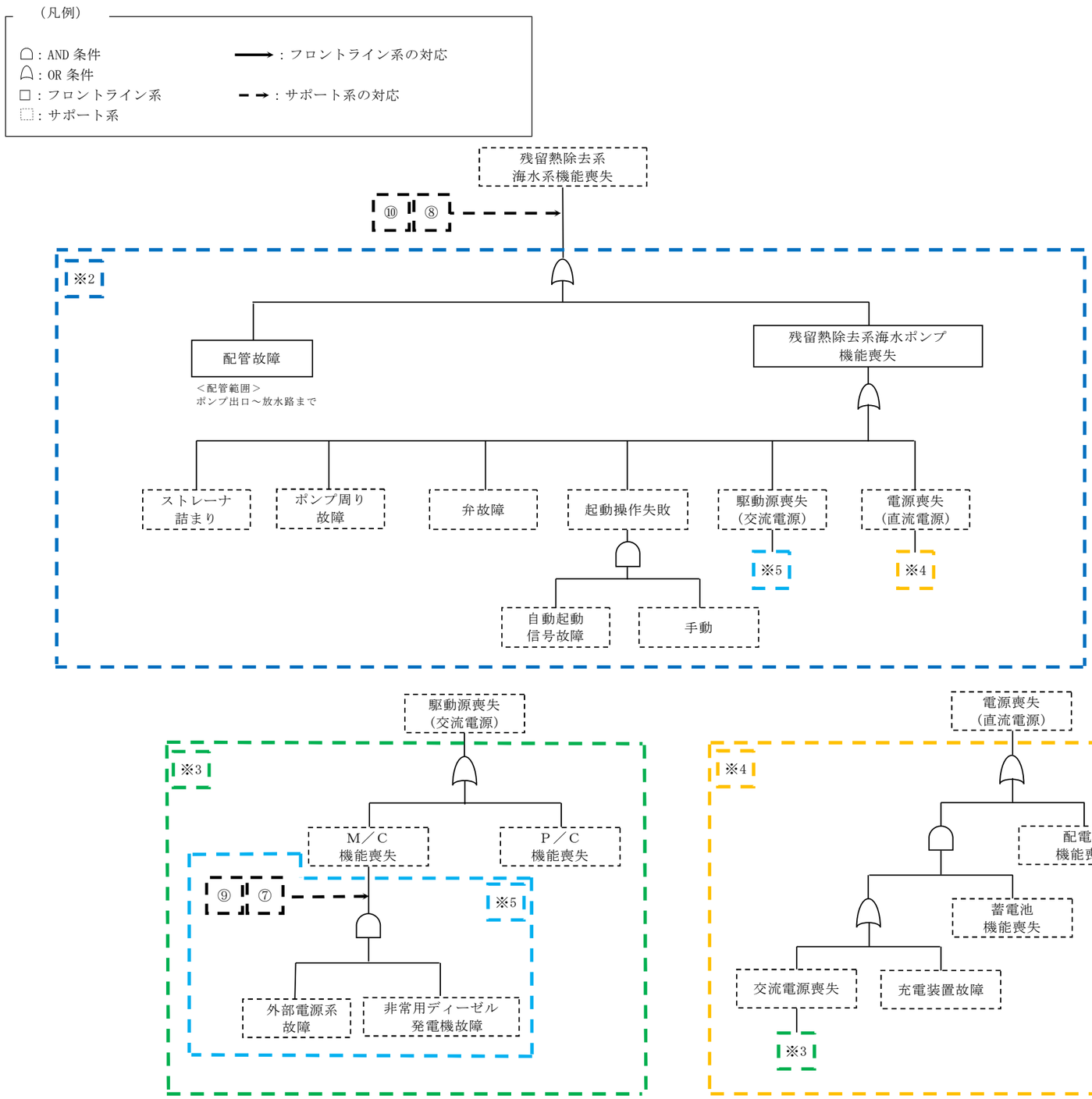
③ 代替循環冷却系による格納容器内の除熱
- 代替循環冷却系ポンプ
- 残留熱除去系熱交換器（A）
- サプレッション・プール
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

④ 消火系による格納容器内の冷却
- 電動駆動消火ポンプ
- ディーゼル駆動消火ポンプ
- ろ過水貯蔵タンク
- 多目的タンク

⑤ 補給水系による格納容器内の冷却
- 復水移送ポンプ
- 復水貯蔵タンク

⑥ ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱
- ドライウェル内ガス冷却装置送風機
- ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル

第 1.6－1 図　機能喪失原因対策分析（1／2）



⑦　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

【全交流動力電源喪失時】

- 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

⑧　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

- 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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

⑨　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

【全交流動力電源喪失時】

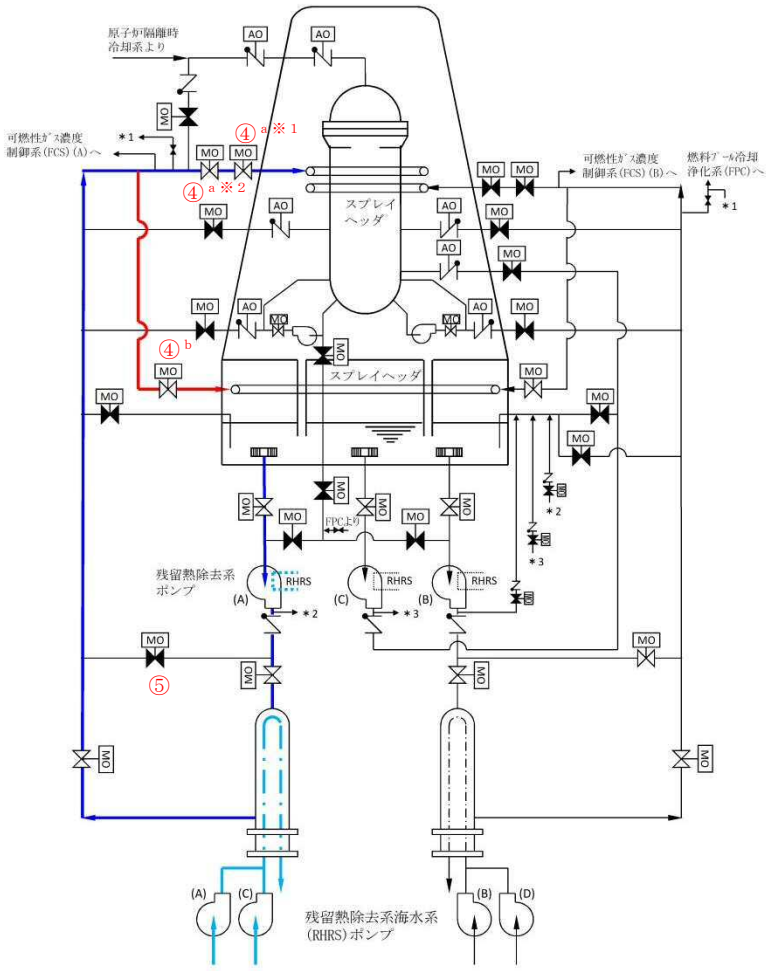
- 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ
- 残留熱除去系熱交換器
- サプレッション・プール
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

⑩　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

- 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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

第 1.6－1 図　機能喪失原因対策分析（2／2）



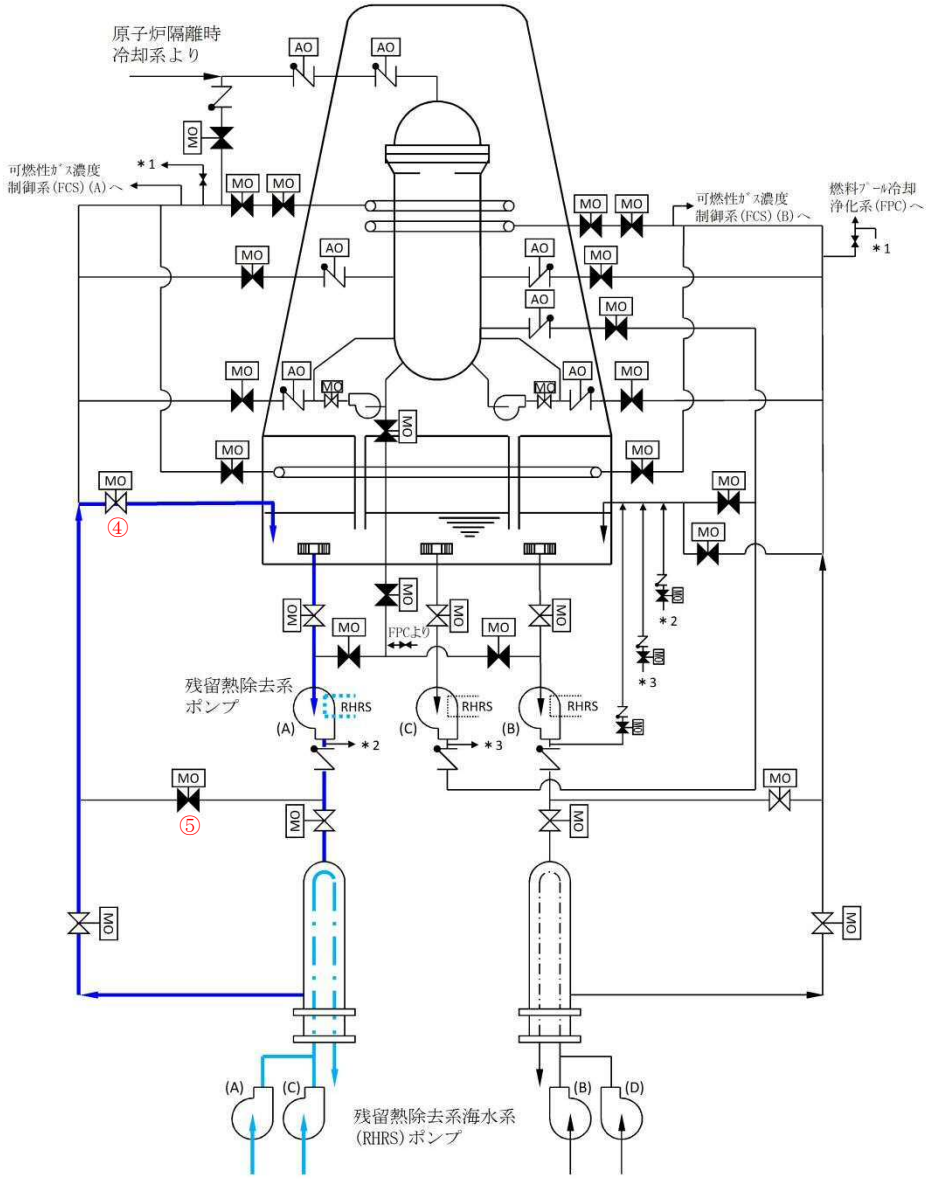
操作手順	弁番号
④ a ※1，※2	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁
④ b	残留熱除去系（A）S／Pスプレイ弁
⑤	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○ a ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

（凡例）

：ポンプ
AO　：空気作動弁
MO　：電動弁
：逆止弁
：手動弁
：残留熱除去系（A）D／Wスプレイの場合
：残留熱除去系（A）S／Pスプレイの場合

第 1.6－2 図　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除熱　概要図



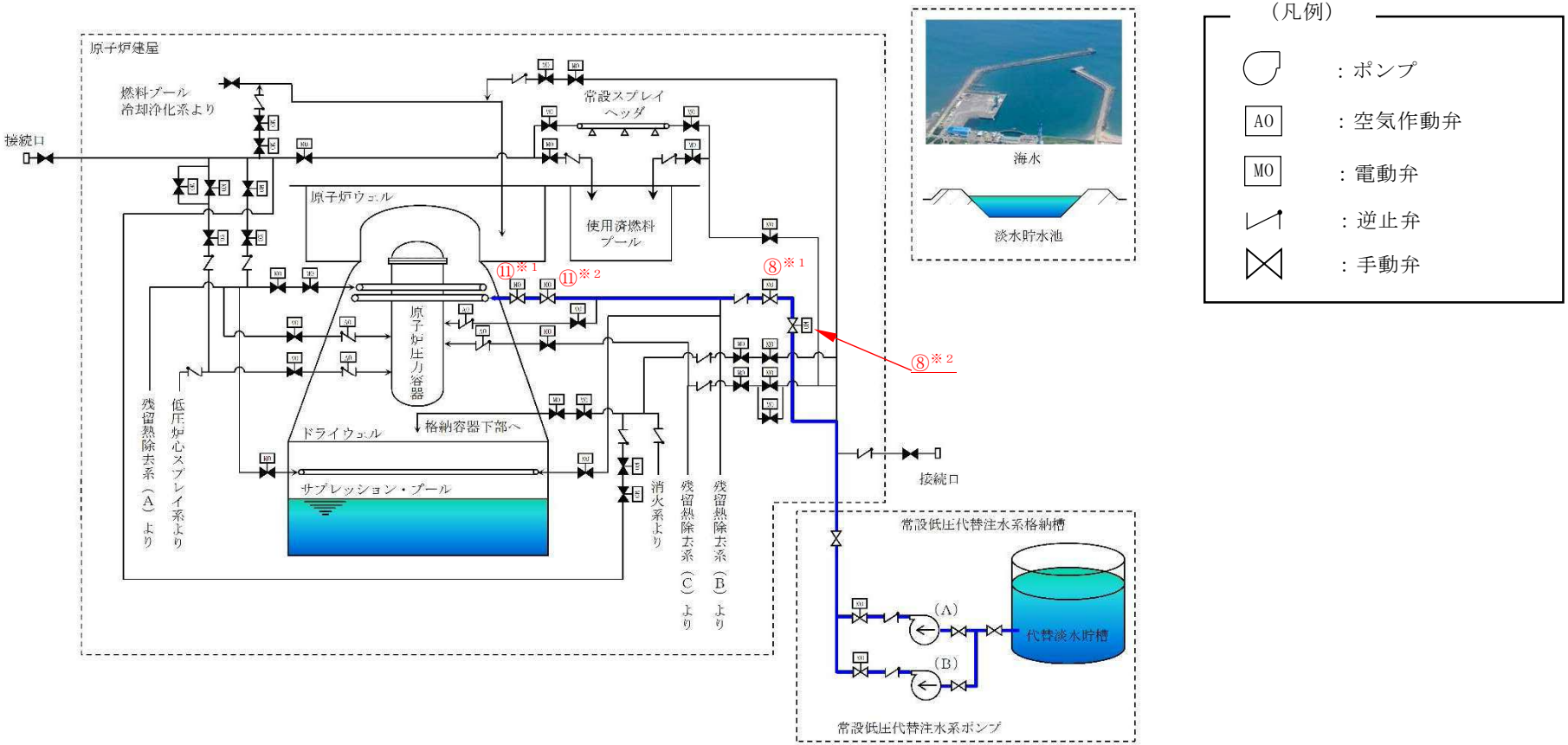
操作手順	弁番号
④	残留熱除去系（Ａ）テスト弁
⑤	残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

（凡例）

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

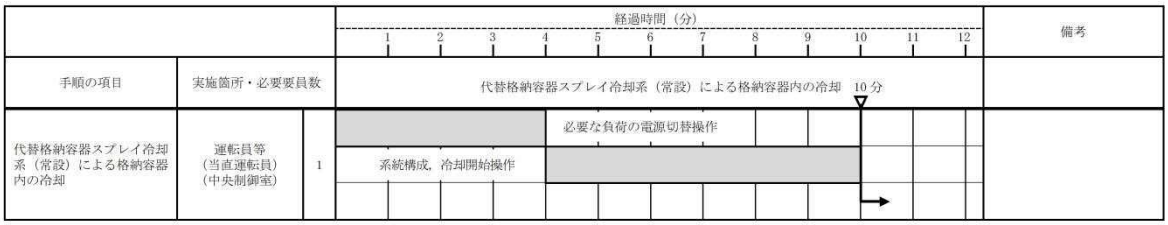
第 1.6－3 図　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱　概要図



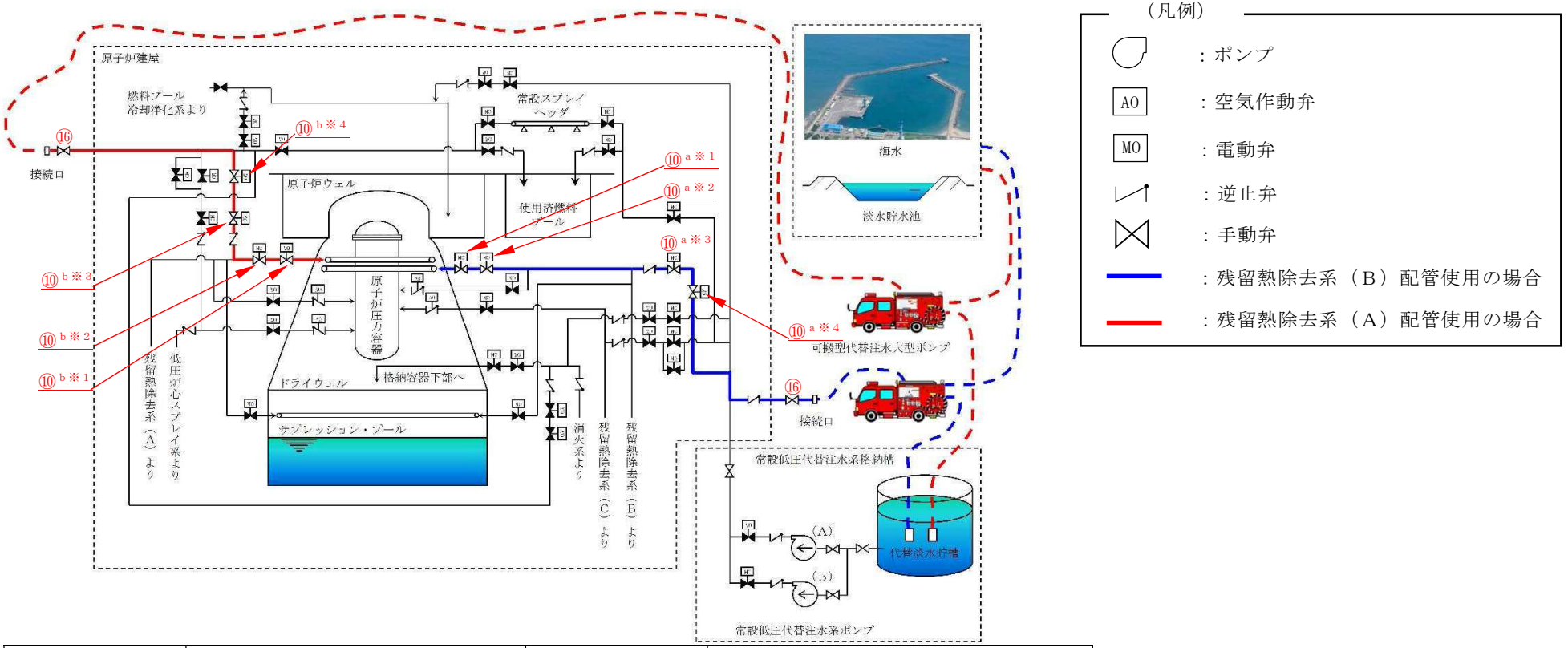
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧※1	代替格納容器スプレイ注水弁	⑪※1，※2	残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁
⑧※2	代替格納容器スプレイ流量調整弁		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.6－4図　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却　概要図



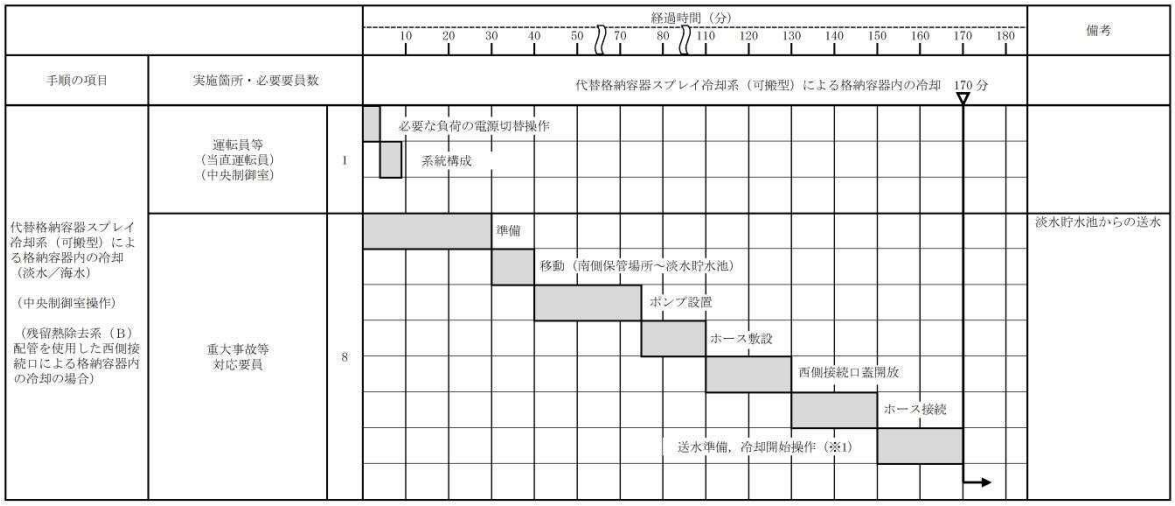
第1.6－5図　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却タイムチャート



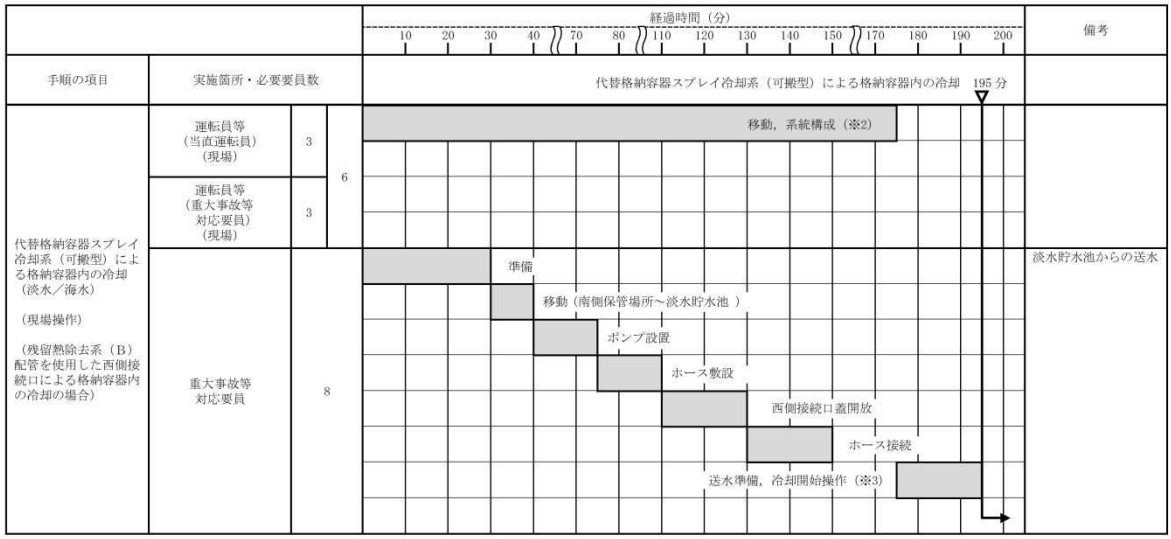
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑩ a ※1，※2	残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁	⑩ a ※4，b ※4	代替格納容器スプレイ流量調整弁
⑩ b ※1，※2	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁	⑯	西側接続口又は東側接続口の弁
⑩ a ※3，b ※3	代替格納容器スプレイ注水弁		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○ a ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○ ※1 ～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.6－6図　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）　概要図

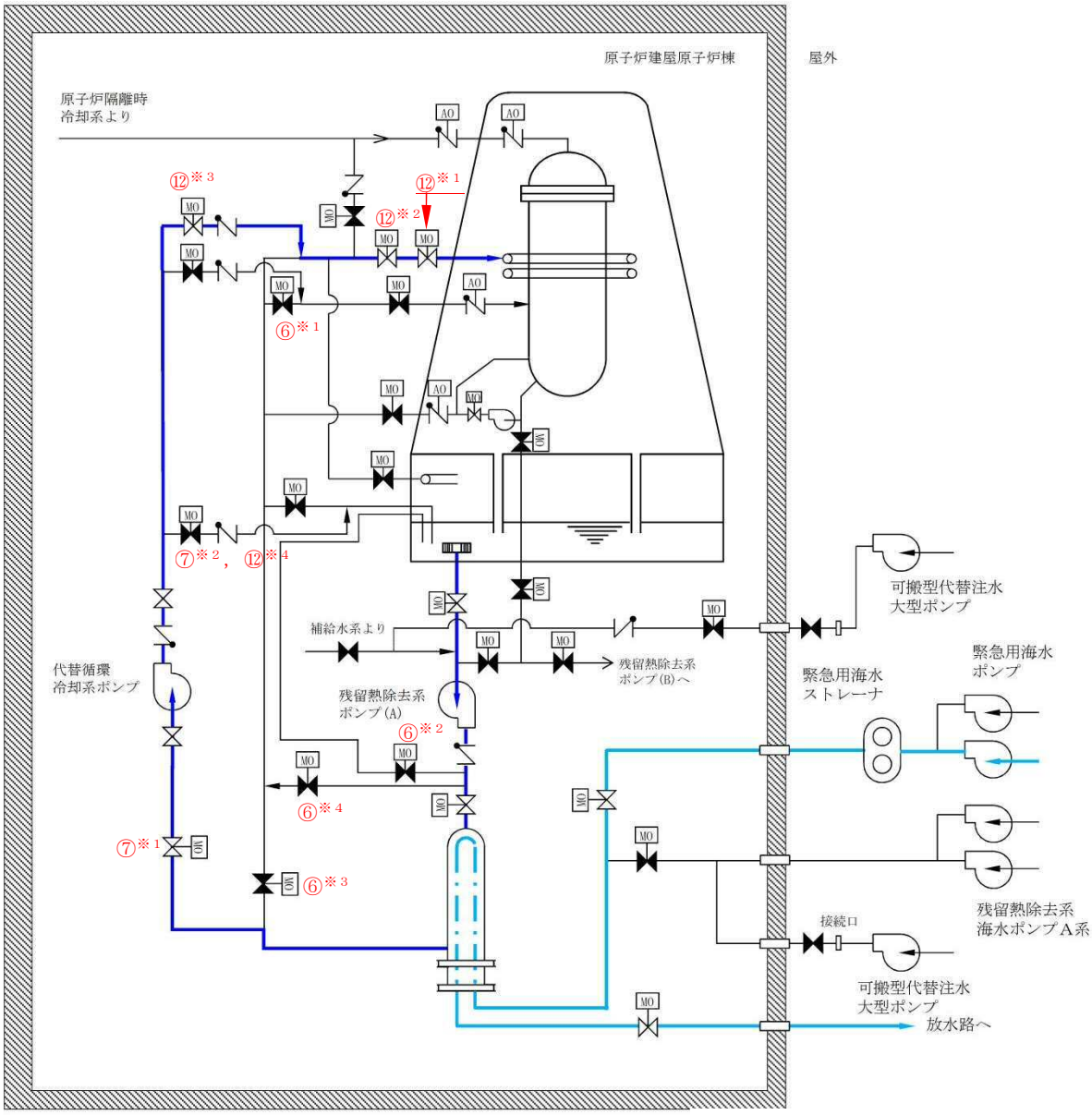


※1：残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口への送水の場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始まで135分以内と想定する。



※2：残留熱除去系（A）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 175 分以内と想定する。
※3：残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口への送水の場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始まで195分以内と想定する。

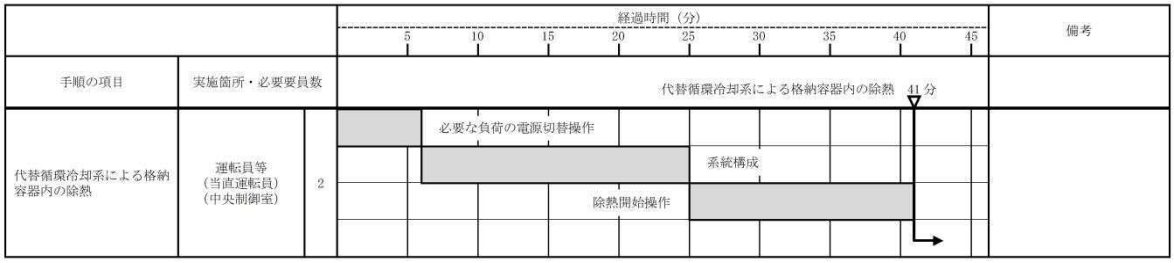
第1.6－7図　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）　タイムチャート



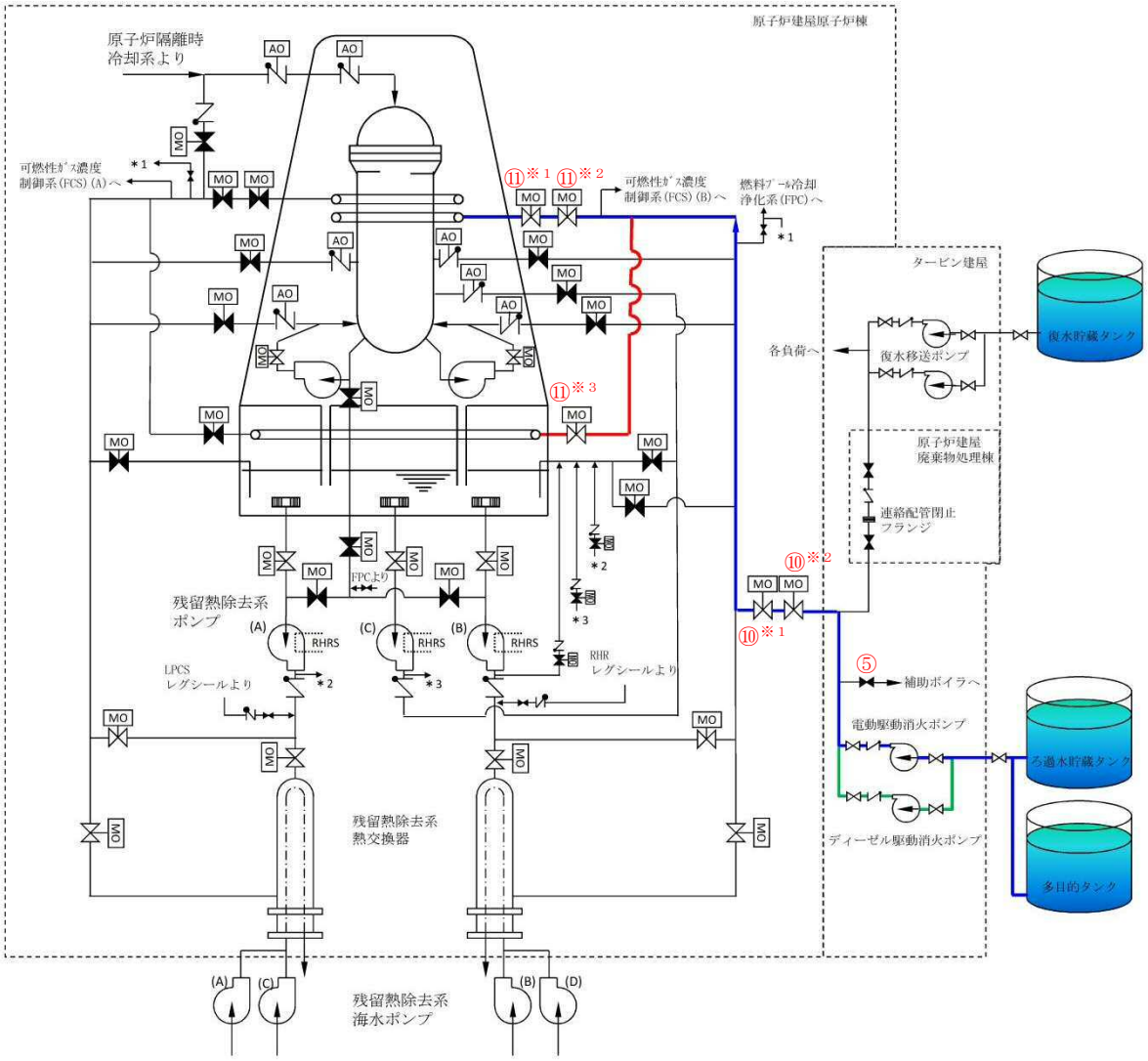
操作手順	弁名称
⑥※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑥※2	残留熱除去系（A）ミニフロー弁
⑥※3	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁
⑥※4	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁
⑦※1	代替循環冷却系入口弁
⑦※2，⑫※4	代替循環冷却系テストライン弁
⑫※1，※2	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁
⑫※3	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量調節弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.6－8図　代替循環冷却系による格納容器内の除熱　概要図



第1.6－9図　代替循環冷却系による格納容器内の除熱　タイムチャート



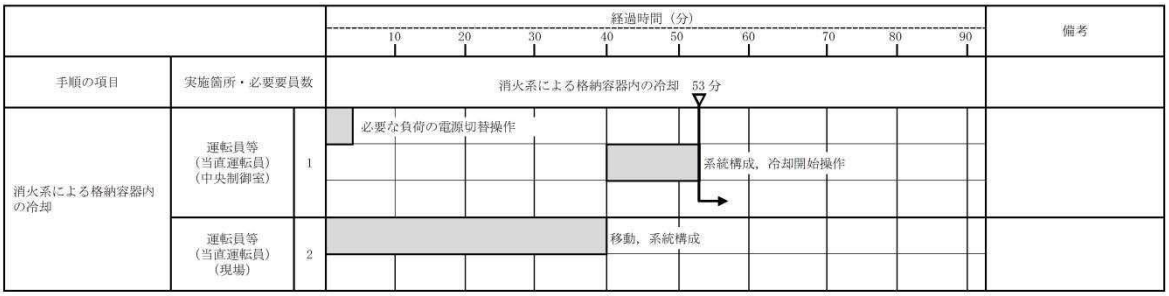
操作手順	弁名称
⑤	補助ボイラ冷却水元弁
⑩※1，※2	残留熱除去系（Ｂ）消火系ライン弁
⑪※1，※2	残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁
⑪※3	残留熱除去系（Ｂ）Ｓ／Ｐスプレイ弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

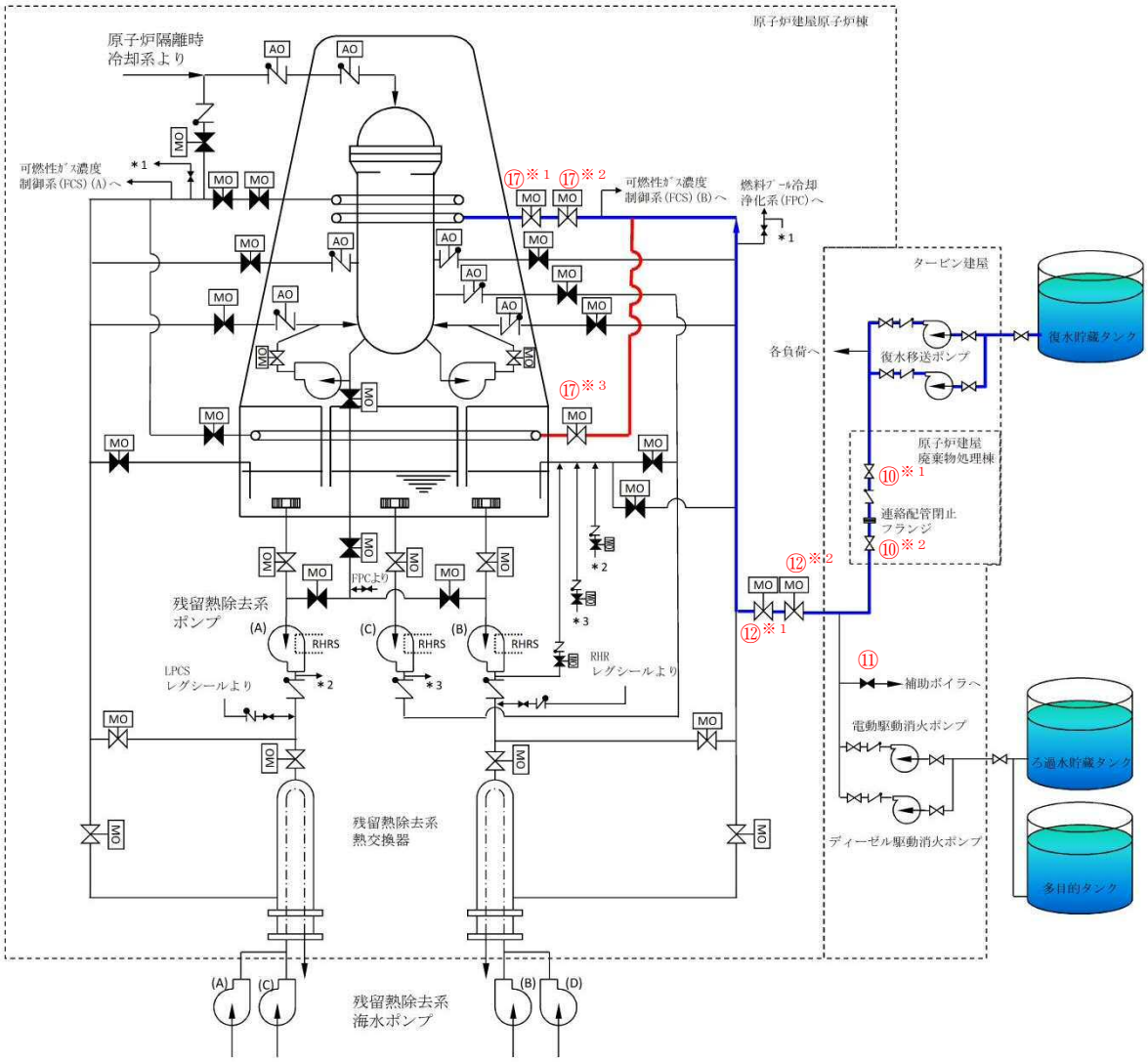
（凡例）

- ：ポンプ
- AO：空気作動弁
- MO：電動弁
- ：逆止弁
- ：手動弁
- ：残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイの場合
- ：残留熱除去系（Ｂ）Ｓ／Ｐスプレイの場合
- ：ディーゼル駆動消火ポンプ起動の場合

第1.6－10図　消火系による格納容器内の冷却　概要図



第1.6－11図　消火系による格納容器内の冷却　タイムチャート



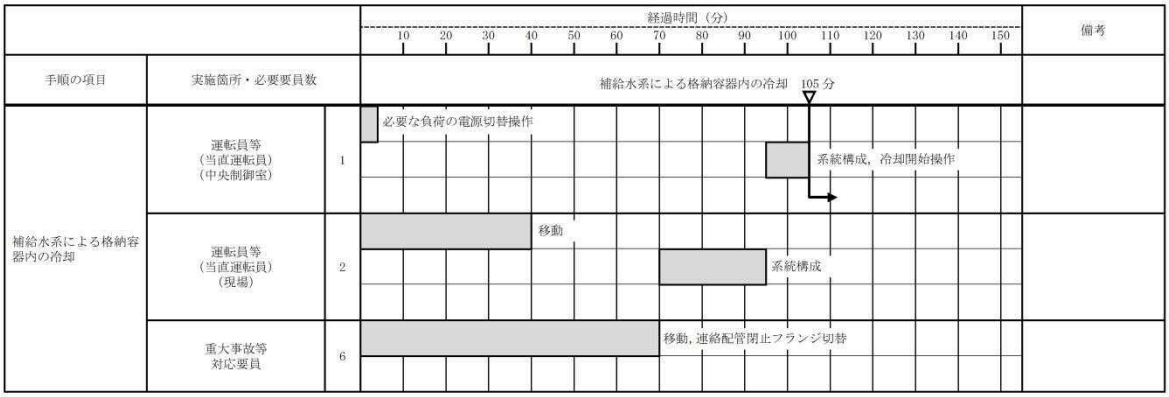
操作手順	弁名称
⑩※1，※2	補給水系－消火系連絡ライン止め弁
⑪	補助ボイラ冷却水元弁
⑫※1，※2	残留熱除去系（B）消火系ライン弁
⑰※1，※2	残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁
⑰※3	残留熱除去系（B）S／Pスプレイ弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

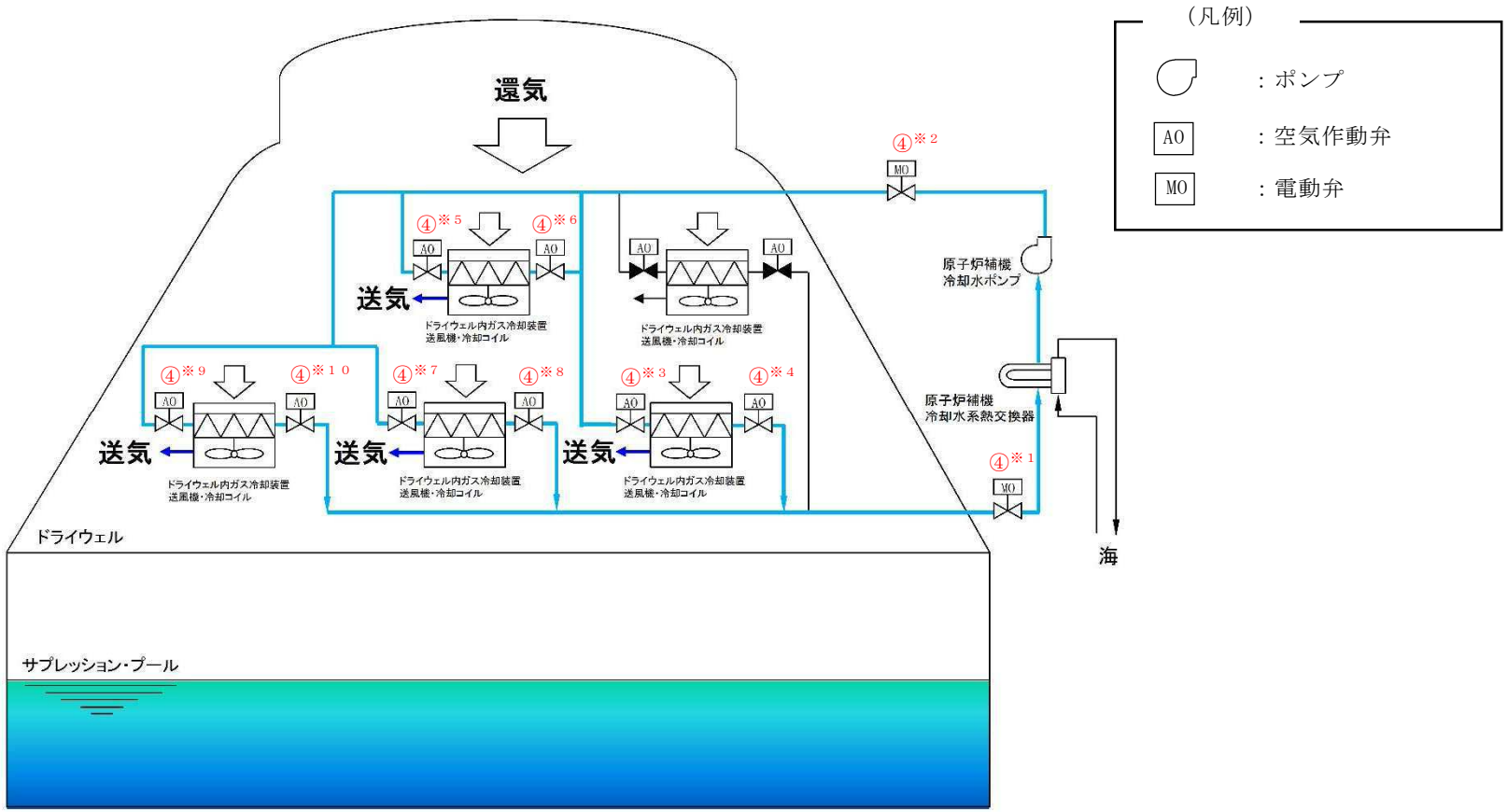
（凡例）

：ポンプ
：空気作動弁
：電動弁
：逆止弁
：手動弁
：残留熱除去系（B）D／Wスプレイの場合
：残留熱除去系（B）S／Pスプレイの場合

第1.6－12図　補給水系による格納容器内の冷却　概要図



第 1.6－13 図　補給水系による格納容器内の冷却　タイムチャート

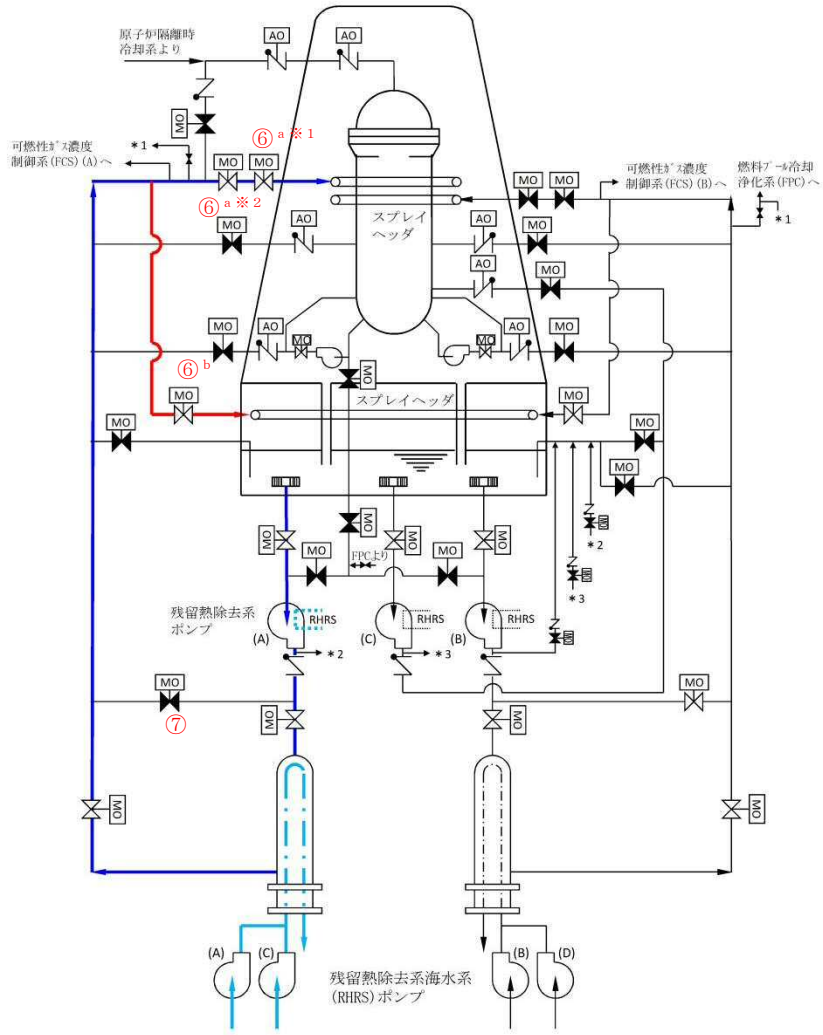


操作手順	弁名称
④※1，※2	原子炉補機冷却水系隔離弁
④※3～※10	ドライウェル内ガス冷却装置送風機 原子炉補機冷却水系出入口弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.6－14 図　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱　概要図

第 1.6－15 図　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱　タイムチャート



操作手順	弁番号
⑥a ※1，※2	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁
⑥b	残留熱除去系（A）S／Pスプレイ弁
⑦	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

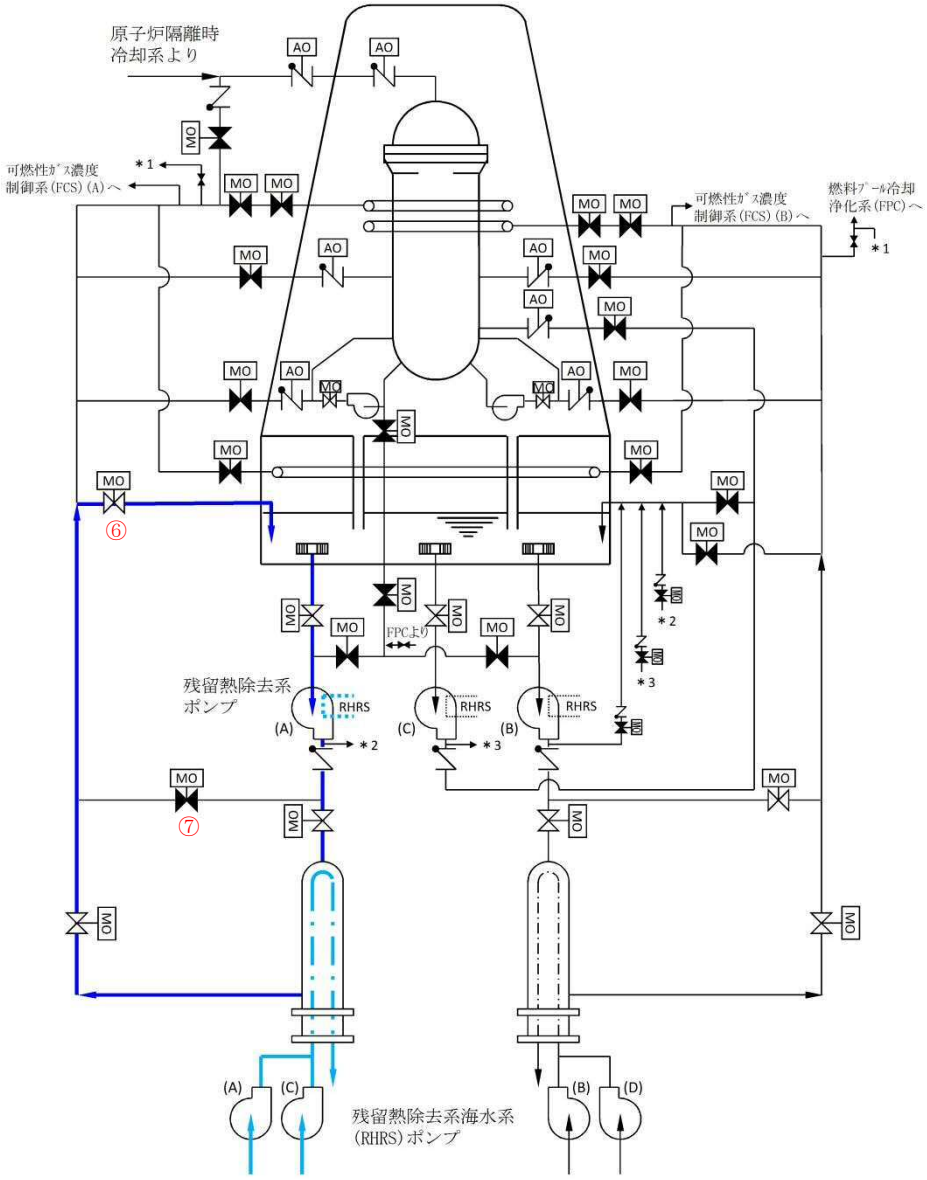
（凡例）

	：ポンプ		：残留熱除去系（A）D／Wスプレイの場合
AO	：空気作動弁		：残留熱除去系（A）S／Pスプレイの場合
MO	：電動弁		
	：逆止弁		
	：手動弁		

第1.6－16図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱　概要図

※1：残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（B）による格納容器内の冷却開始まで7分以内と想定する。

第1.6－17図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱　タイムチャート



操作手順	弁番号
⑥	残留熱除去系（A）テスト弁
⑦	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

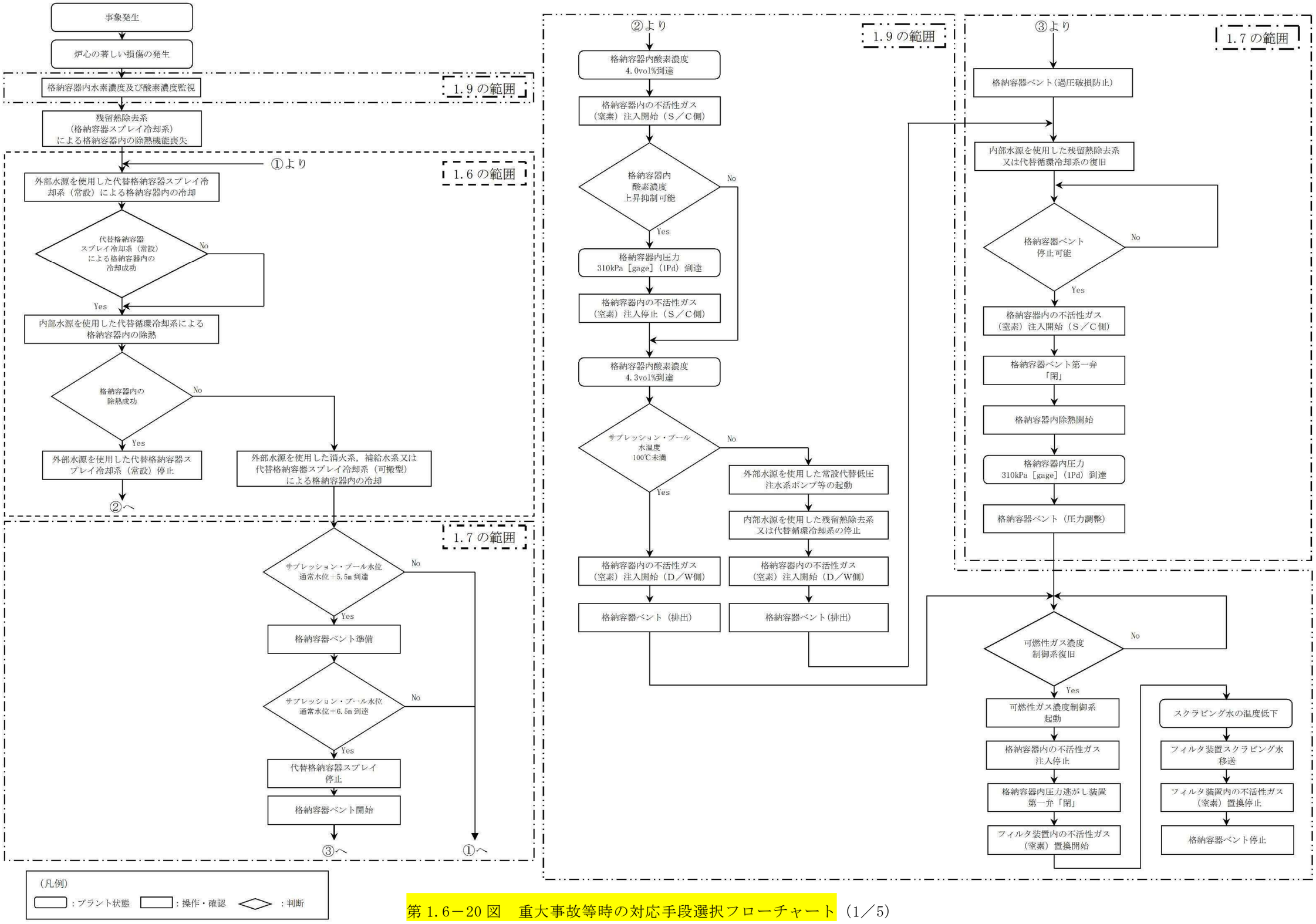
（凡例）

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

第 1.6－18 図　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱　概要図

※1：残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（B）によるサプレッション・プール水の冷却開始まで3分以内と想定する。

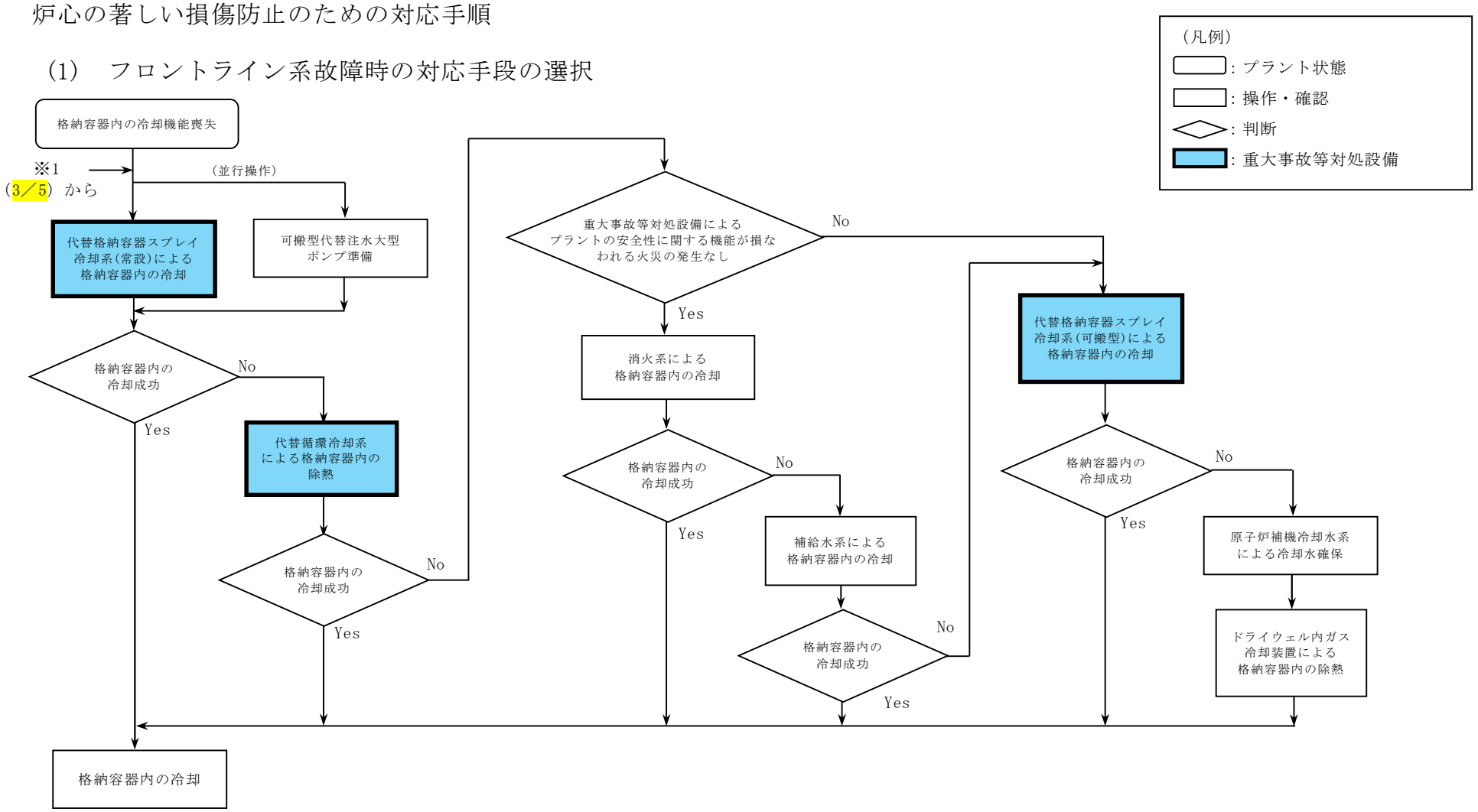
第1.6－19図　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱　タイムチャート



第 1.6－20 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／5）

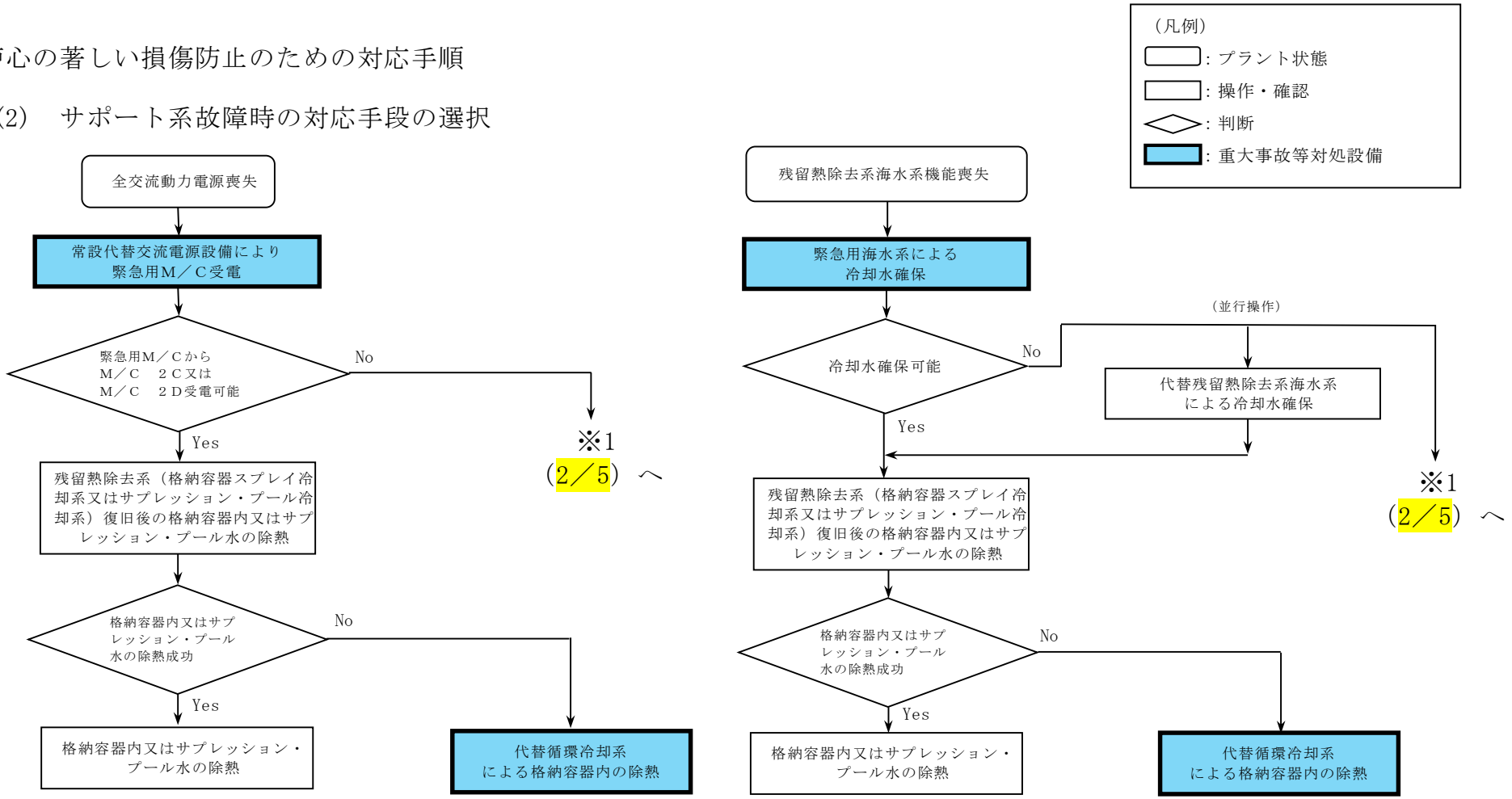
炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手段の選択



1.6－20 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／5）

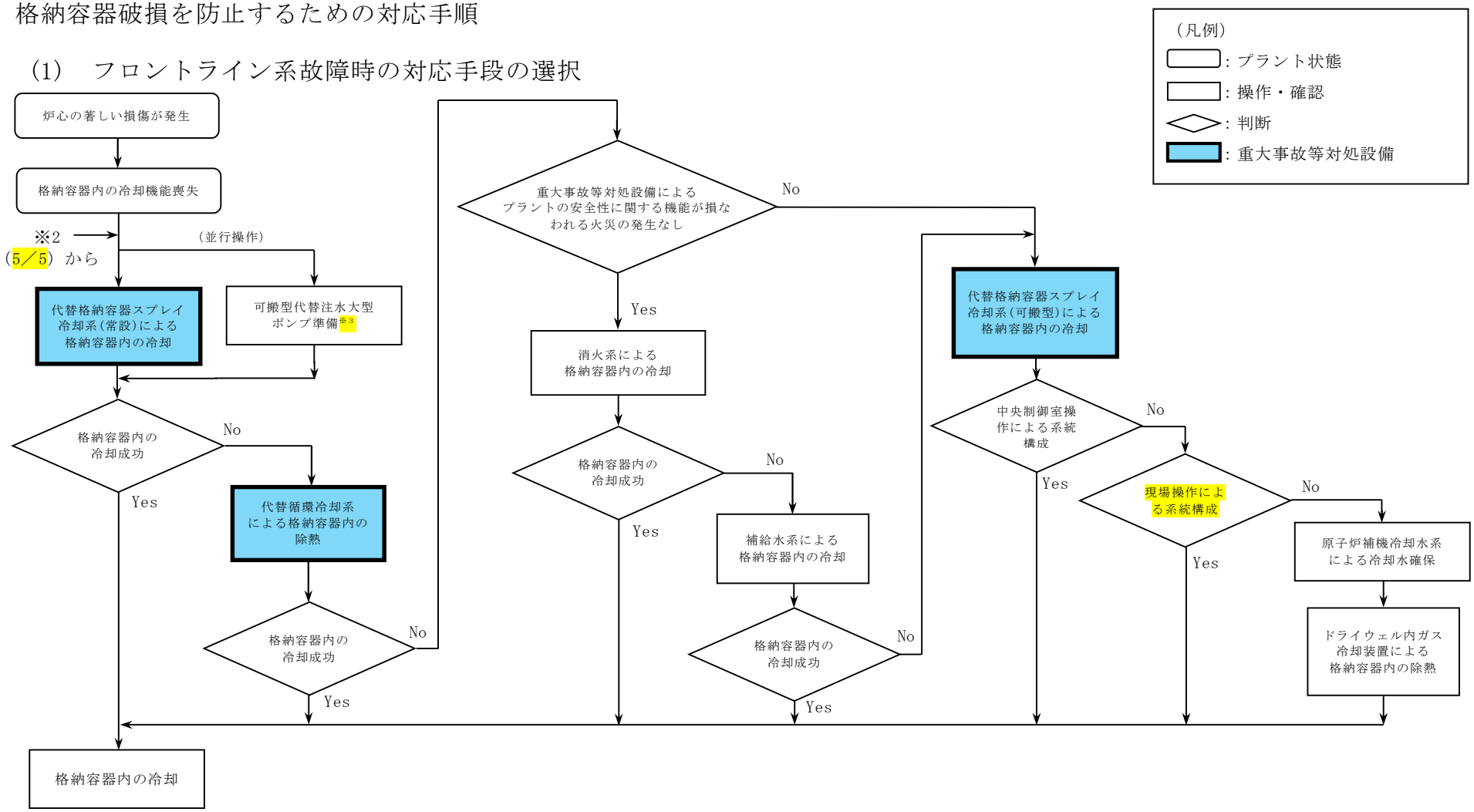
(2)　サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6－20 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3／5）

格納容器破損を防止するための対応手順

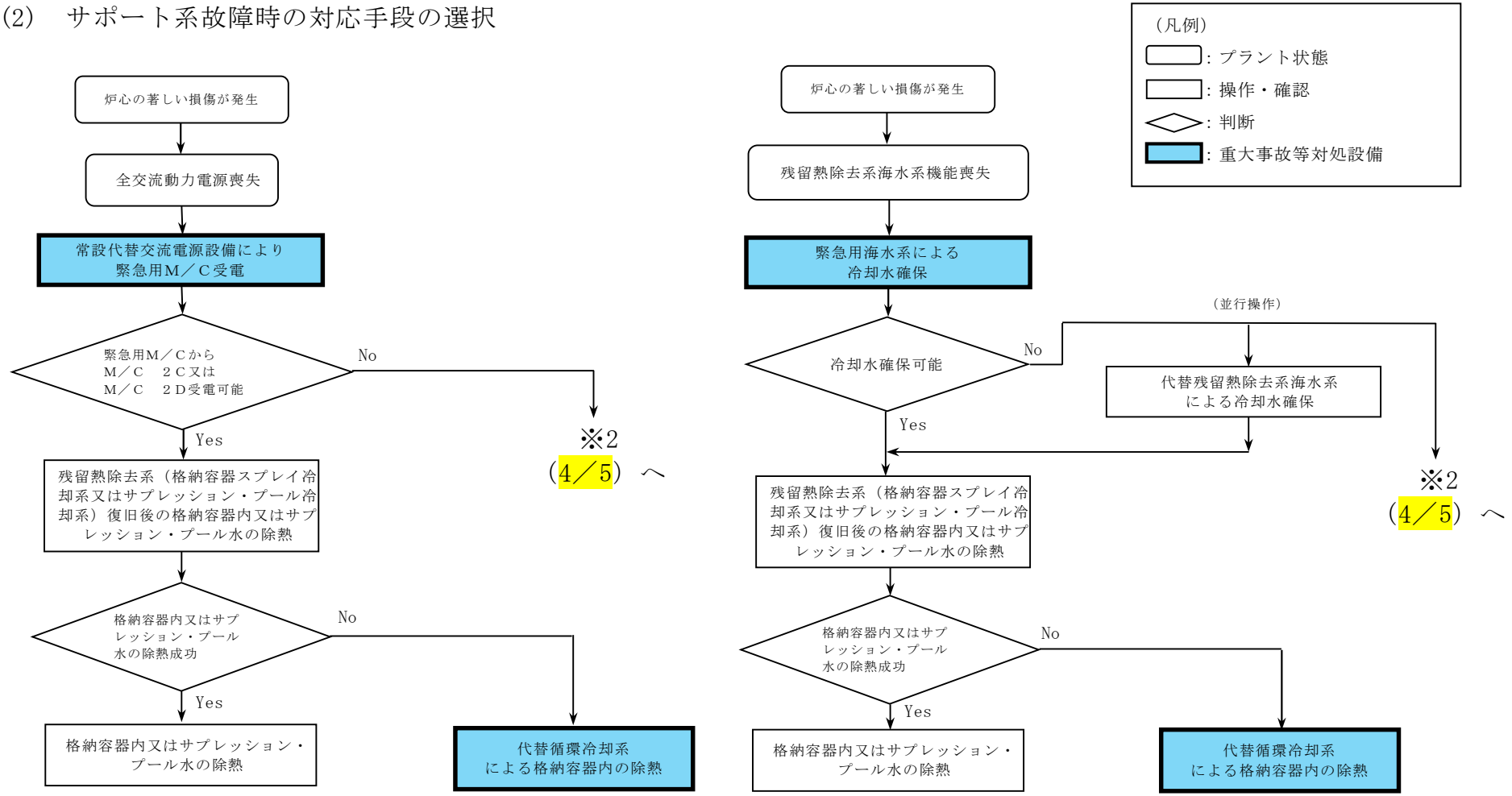
(1)　フロントライン系故障時の対応手段の選択



※3：炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

第 1.6－20 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（4／5）

(2)　サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6－20 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（5／5）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／7）

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／7）

：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					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
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除熱	サプレッション・プール	既設	① ④	－	－	－
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	格納容器	既設				
	燃料補給設備	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				
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・プール水の除熱	サプレッション・プール	既設	① ④	－		
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	格納容器	既設				
	燃料補給設備	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				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／7）

：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					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	－	消火系による格納容器内の冷却	電動駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ディーゼル駆動消火ポンプ
	低圧代替注水系配管・弁	新設				ろ過水貯蔵タンク
	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁	新設				多目的タンク
	残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッダ	既設				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッダ
	格納容器	既設				格納容器
	常設代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料補給設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設				燃料補給設備
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	－		非常用交流電源設備
	代替淡水貯槽	新設				消火系配管・弁
	低圧代替注水系配管・弁	新設			補給水系による格納容器内の冷却	復水移送ポンプ
	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁	新設				復水貯蔵タンク
	残留熱除去系（A）配管・弁・スプレイヘッダ	既設				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッダ
	残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッダ	既設				格納容器
	格納容器	既設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				非常用交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設				補給水系配管・弁
－	－	－	－	－		消火系配管・弁

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／7）

：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					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替循環冷却系による格納容器内の除熱①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	－	代替循環冷却系による格納容器内の除熱②	代替循環冷却系ポンプ
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	サプレッション・プール	既設				サプレッション・プール
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				代替循環冷却系配管・弁
	代替循環冷却系配管・弁	新設				残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ
	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	既設				格納容器
	格納容器	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				非常用交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設			－	－
－	－	－	－	－	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	ドライウェル内ガス冷却装置送風機
						ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル
						常設代替交流電源設備
						燃料補給設備
						非常用交流電源設備
						原子炉補機冷却水系

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／7）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

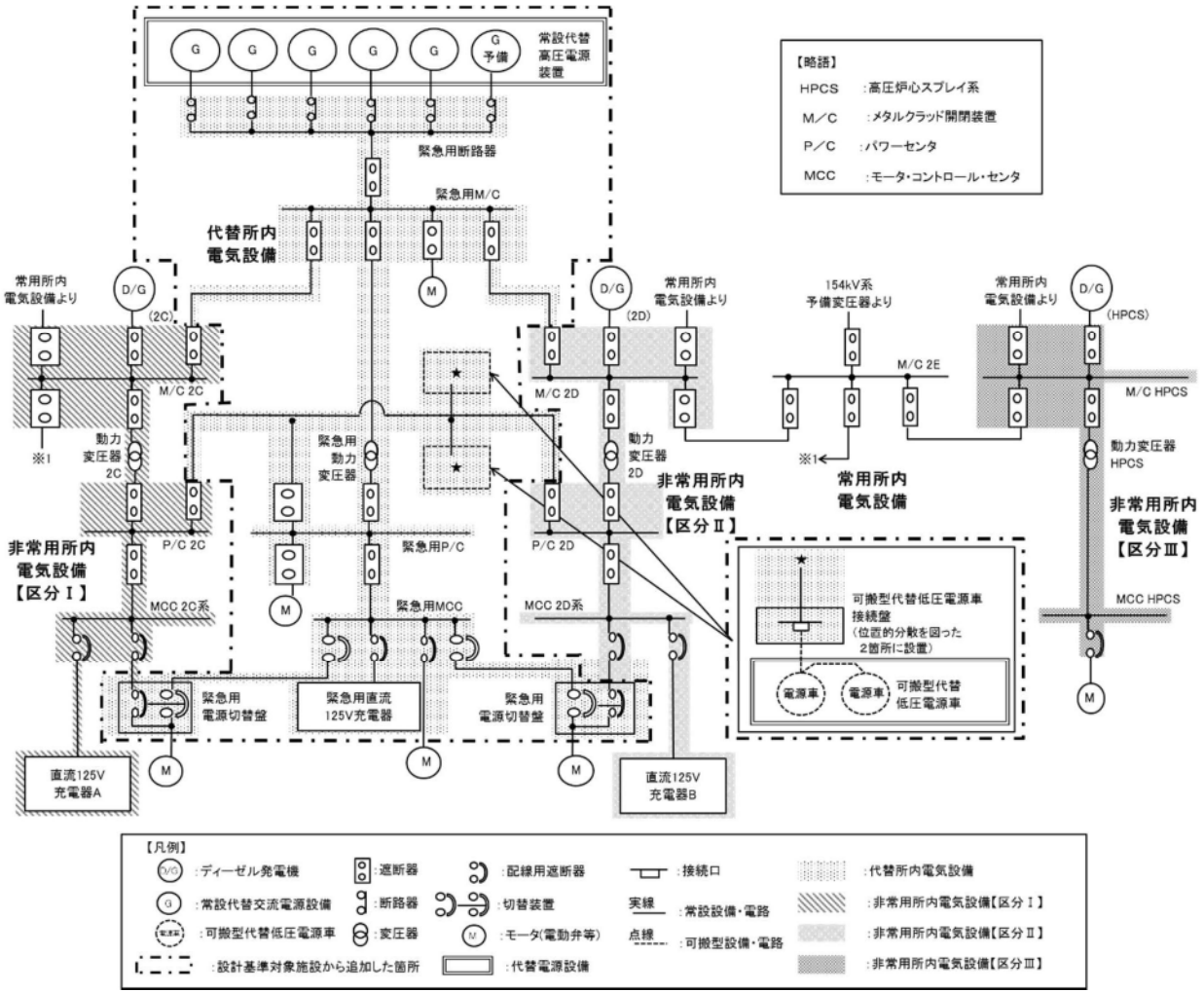
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱①	サプレッション・プール	既設	① ④	－	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱②	サプレッション・プール
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却）
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却）	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				格納容器
	格納容器	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	既設			－	－
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱①	サプレッション・プール	既設	① ④	－	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱②	サプレッション・プール
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				格納容器
	格納容器	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設			－	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／7）

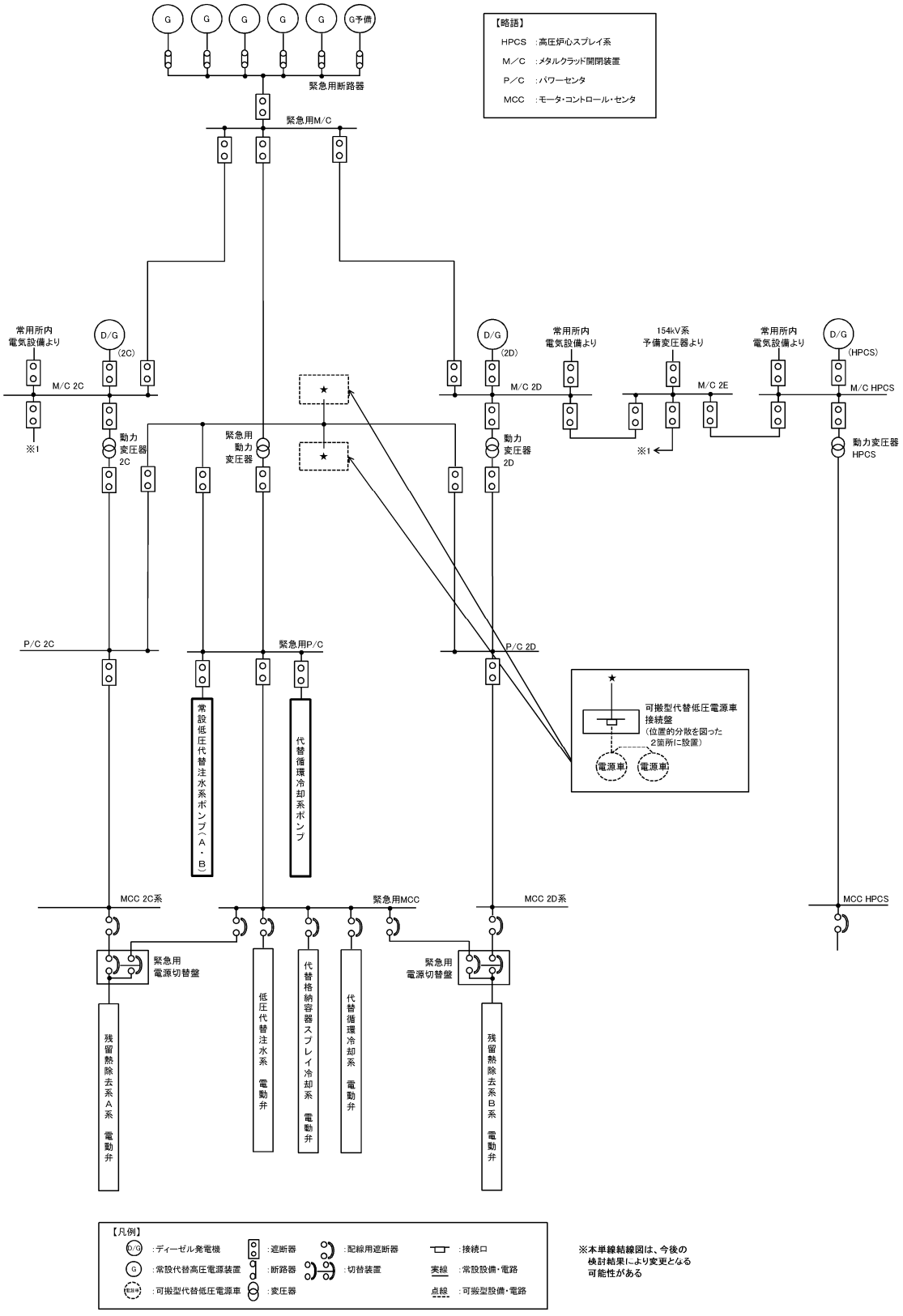
技術的能力審査基準（1.6）	適合方針
【要求事項】 1　発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが有する格納容器内の除熱機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷を防止する手段として，常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。
2　発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，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，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより，格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備する。
【解釈】 1　第１項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第２項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／7）

技術的能力審査基準（1.6）	適合方針
（１）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等 ａ）設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが有する格納容器内の除熱機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷を防止する手段として，格納容器スプレイ代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより，格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。
（２）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等 ａ）炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器の破損を防止する手段として，格納容器スプレイ代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより，格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備する。



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．代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却が必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確保した後，可搬型代替注水大型ポンプにより格納容器へ送水する。

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

可搬型代替注水大型ポンプによる送水として，最長時間を要する淡水貯水池から残留熱除去系（Ｂ）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：195分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

（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）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

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

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

可搬型代替注水大型ポンプ

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）

放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2)　系統構成

a．操作概要

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却が必要な状況において，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，残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合は，原子炉建屋原子炉棟地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上2階まで移動し，現場での人力による操作により系統構成を実施した後，格納容器への送水を実施する。残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合は，原子炉建屋原子炉棟地上4階まで移動し，現場での人力による操作により系統構成を実施した後，格納容器への送水を実施する。

b．作業場所

西側接続口による格納容器内の冷却の場合

原子炉建屋原子炉棟地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上2階（管理区域）

東側接続口による格納容器内の冷却の場合

原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却における，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（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名）

所要時間目安：175分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

西側接続口による格納容器内の冷却の場合

原子炉建屋原子炉棟地上1階：48分以内（操作対象：2弁）

原子炉建屋原子炉棟地上2階：76分以内（操作対象：2弁）

東側接続口による格納容器内の冷却の場合

原子炉建屋原子炉棟地上4階：124分以内（操作対象：4弁）

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）を着用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　：手動ハンドルにて操作を実施する。なお，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．消火系による格納容器内の冷却

(1)　系統構成

a．操作概要

消火系による格納容器内の冷却が必要な状況において，タービン建屋地上1階まで移動するとともに，系統構成を実施し，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより格納容器へ送水する。

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

消火系による格納容器内の冷却における，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（当直運転員）2名）

所要時間目安：40分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

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）を着用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。

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

（⑤補助ボイラ冷却水元弁）

3. 補給水系による格納容器内の冷却

(1) 系統構成

a．操作概要

補給水系による格納容器内の冷却が必要な状況において，原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階まで移動するとともに，系統構成を実施し，復水移送ポンプにより格納容器へ送水する。

b．作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階（管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

補給水系による格納容器内の冷却における，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（当直運転員）2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階：16分以内（操作対象：2弁）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

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）を着用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。

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。

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
（⑩補給水系－消火系連絡ライン止め弁）

系統構成
（⑪補助ボイラ冷却水元弁）

添付資料 1.6.4

残留熱除去系によるサプレッション・プール水の除熱における手順着手の判断基準の設定根拠について

残留熱除去系によるサプレッション・プール水の除熱における手順着手の判断基準として，サプレッション・プール水温度 32℃以上又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度 82℃以上としており，設定根拠の考え方について，以下に示す。

操作項目	判断基準	考え方
残留熱除去系によるサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・プール水温度：32℃以上	サプレッション・プール水温度が 32℃を超えている場合に，逃がし安全弁等の動作により 49℃を超える可能性があることから，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・プール水の除熱を開始する温度として 32℃を設定する。なお，サプレッション・プール水温度 49℃はこの時点でＬＯＣＡが起きても原子炉蒸気の凝縮が行える 77℃を越えない温度である。
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度：82℃以上	サプレッション・チェンバ雰囲気温度は局所温度であり，局部でもサプレッション・チェンバ設計温度 104℃を超えないようにするため，余裕をもって残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱を開始する温度とし

操作項目	判断基準	考え方
		てサプレッション・チェンバ雰囲気温度 82℃を設定する。

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

＜　目　次　＞

1.8.1　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．ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

(a)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a)　原子炉圧力容器への注水

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｃ．手順等

1.8.2　重大事故等時の手順

1.8.2.1　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水

ａ．格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

ｂ．格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）

ｃ．消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

ｄ．補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(2)　重大事故等時の対応手段の選択

1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

(1)　原子炉圧力容器への注水

ａ．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

ｂ．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

ｃ．低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

ｄ．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

ｅ．代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

ｆ．消火系による原子炉圧力容器への注水

ｇ．補給水系による原子炉圧力容器への注水

ｈ．ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

(2)　重大事故等時の対応手段の選択

1.8.2.3　その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.8.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.8.2　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.8.3　重大事故対策の成立性

1．格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（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．消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(1)　系統構成

3．補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(1)　系統構成

4．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注

水（淡水／海水）

(1)　可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

5．消火系による原子炉圧力容器への注水

(1)　系統構成

6．補給水系による原子炉圧力容器への注水

(1)　系統構成

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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　「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

（１）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

ａ）炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（２）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

ａ）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「ＭＣＣＩ」という。）による原子炉格納容器（以下「格納容器」と

いう。）の破損を防止するため，溶融しペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

また，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する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。

1.8.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ＭＣＣＩによる格納容器の破損を防止するため，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却する必要がある。

また，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に，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。

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五十一条及び技術基準規則第六十六条（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

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

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.8－1表に整理する。

ａ．ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

ペデスタル（ドライウェル部）には，通常運転時から水を確保するとともに，炉心が損傷した場合に，ペデスタル（ドライウェル部）の水位が確実に確保されていることを確認するため，ペデスタル（ドライウェル部）に注水することで，原子炉圧力容器が破損に至った場合においても，ペデスタル（ドライウェル部）床面に落下する溶融炉心を冷却し，ＭＣＣＩの抑制を図る。

また，原子炉圧力容器破損後はペデスタル（ドライウェル部）に注水することで，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却し，ＭＣＣＩの抑制を図る。

さらに，原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した場合に，ペデスタル（ドライウェル部）に設置された格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに流入し局所的にコンクリートが侵食されることを防止するため，格納容器ドレンサンプの形状を変更し，ペデスタル（ドライウェル部）床面を平坦化するとともに，溶融炉心によるコンクリート侵食影響及びペデスタル（ドライウェル部）構造への熱影響を抑制するため，ペデスタル（ドライウェル部）の床面及び壁面にコリウムシールドを設置する。また，コリウムシールド内は格納容器床ドレンサンプとして用いるために，ペデスタル（ドライウェル部）内に設ける排水の流入口をスワンネック構造とする。なお，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えるとともに，ＭＣＣＩの緩和効果に期待できる深さを考慮してペデスタル（ドライウェル部）の水位を約1mに維持する。

(a)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するため，格納容器下部注水系（常設），格納容器下部注水系（可搬型），消火系及び補給水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する手段がある。

ｉ）　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への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） 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への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） 消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。

・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

ⅳ） 補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.8.1(2)ａ．(a)ⅰ） 格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水」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。

「1.8.1(2)ａ．(a)ⅱ） 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水」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。

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。

（添付資料1.8.1）

以上の重大事故等対処設備により，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した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。

・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，ペデスタル（ドライウェル部）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，ペデスタル（ドライウェル部）へ注水する手段として有効である。

ｂ．溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a)　原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するため，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，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，補給水系及びほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

ｉ）　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉隔離時冷却系ポンプ

・サプレッション・プール

ⅱ） 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・常設高圧代替注水系ポンプ

・サプレッション・プール

ⅲ） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

ⅳ） 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

ⅴ） 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・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

・残留熱除去系海水ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

vi） 消火系による原子炉圧力容器への注水

消火系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・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

vii） 補給水系による原子炉圧力容器への注水

補給水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・復水移送ポンプ

・復水貯蔵タンク

viii） ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

・ほう酸水注入ポンプ

・ほう酸水貯蔵タンク

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.8.1(2)ｂ．(a)ｉ） 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち，サプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2)ｂ．(a)ｉ） 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち，原子炉隔離時冷却系ポンプは重大

事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.8.1(2)ｂ．(a)ⅱ） 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち，常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2)ｂ．(a)ⅲ） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2)ｂ．(a)ⅳ） 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2)ｂ．(a)ⅴ） 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2)ｂ．(a)ⅴ） 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2)ｂ．(a)ⅷ） ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」で使用する設備のうち，ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.8.1）

以上の重大事故等対処設備により，原子炉圧力容器へ注水し，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止

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。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，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，原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

・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，原子炉圧力容器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，原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

ｃ．手順等

上記「ａ．ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「ｂ．溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※3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1.8－1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1.8－2表，第1.8－3表）

※3　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1.8.2）

1.8.2　重大事故等時の手順

1.8.2.1　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水

a．格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

全交流動力電源喪失時，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器の破損を防止するため，代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系（常設）によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水張りを実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）に注水を実施する。

サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a)　手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張りの判断基準】

・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合※1において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候※2及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化※3により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：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：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃到達により確認する。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は，格納容器下部水温の上昇又は格納容器下部水温指示値の喪失により確認する。

(b)　操作手順

格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－1図に，タイムチャートを第1.8－2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系（常設）による

ペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁の受電操作を実施し，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，ペデスタル（ドライウェル部）への流入水を制限する制限弁が閉，及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお，ベント管に接続する排水弁が閉している場合は，開とする。

④運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するために必要なポンプ，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。

⑤運転員等は，発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑥発電長は，運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための系統構成を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動した後，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，格納容器下部注水系ペデスタル注水弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁を開にする。

⑨運転員等は，発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペデス

タル（ドライウェル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は，運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水の開始を指示する。

【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張り】

⑪運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁を開にし，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

なお，低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁により80m^3／hに調整し，格納容器下部水位が1mを超える水位を検出したことを確認した後，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を停止する。その後，ベント管を通じた排水により水位が低下し，一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

⑫運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁を開にし，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑬発電長は，運転員等にペデスタル（ドライウェル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペデスタル（ドライウェル部）への注水を指示する。

⑭[a] 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて，溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m未満であることを確認後，格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁によりペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し，発電長に報告する。

⑭[b] 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて，溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m以上であることを確認後，格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m^3／hに調整し，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75m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を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，作業開始を判断してから格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水開始まで17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．格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）

全交流動力電源喪失時，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に，格納容器の破損を防止するため，代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水張りを実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）に注水を実施する。

サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a)　手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張りの判断基準】

・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断し，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）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。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）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。

(b)　操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。なお，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となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.8－3図に，タイムチャートを第1.8－4図に示す。（西側接続口によるペデスタル（ドライウェル部）への注水及び東側接続口によるペデスタル（ドライウェル部）への注水手順は同様。）

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・弁の接続口への格納容器下部注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は，発電長に格納容器下部注水系（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格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための準備を指示する。

④発電長は，運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁の受電操作を実施し，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，ペデスタル（ドライウェル部）への流入水を制限する制限弁が閉，及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお，ベント管に接続する排水弁が閉している場合は，開とする。

⑦運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するため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。

⑧運転員等は，発電長に納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑨発電長は，運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水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，格納容器下部注水系ペデスタル注水弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁を開にする。

⑪運転員等は，発電長に格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑫発電長は，災害対策本部長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）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。

⑬重大事故等対応要員は，災害対策本部長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するため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，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送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は，運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことの確認を指示する。

【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張り】

⑲運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇により確認し，発電長に報告する。

なお，低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁により80m^3／hに調整し，格納容器下部水位が1mを超える水位を検出したことを確認した後，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を停止する。その後，ベント管を通じた排水により水位が低下し，一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

⑳運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇により確認し，発電長に報告する。

㉑発電長は，運転員等にペデスタル（ドライウェル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペデスタル（ドライウェル部）への注水を指示する。

㉒[a] 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて，溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m未満であることを確認後，格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁によりペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し，発電長に報告する。

㉒[b] 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて，溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m以上であることを確認後，格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m^3／hに調整し，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）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。

【西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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。

【東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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1.8.3）

ｃ．消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

全交流動力電源喪失時，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設）によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に，格納容器の破損を防止するため，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水張りを実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）に注水を実施する。

サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a)　手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張りの判断基準】

・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断し，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）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，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）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，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

(b)　操作手順

消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－5図に，タイムチャートを第1.8－6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁の受電操作を実施し，格納容器下部注水系ペデスタル注入ラ

イン隔離弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，ペデスタル（ドライウェル部）への流入水を制限する制限弁が閉，及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお，ベント管に接続する排水弁が閉している場合は，開とする。

④運転員等は中央制御室にて，消火系によるペデスタル（ドライウェル部）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。

⑤運転員等は，発電長に消火系によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑥発電長は，運転員等に消火系によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための系統構成を指示する。

⑦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。

⑧運転員等は，発電長に消火系によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は，運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，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。

⑪発電長は，運転員等に消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水の開始を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁を開にする。

【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張り】

⑬運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁を開にし，消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

なお，低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁により80m^3／hに調整し，格納容器下部水位が1mを超える水位を検出したことを確認した後，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を停止する。その後，ベント管を通じた排水により水位が低下し，一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

⑭運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁を開にし，消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑮発電長は，運転員等にペデスタル（ドライウェル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペデスタル（ドライウェル部）への注水を指示する。

⑯^{a}溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて，溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m未満であることを確認後，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁によりペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し，発電長に報告する。

⑯^{b}溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて，溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m以上であることを確認後，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m^3／hに調整し，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75m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を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）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ペデスタル（ドライウェル部）への注水開始まで53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1.8.3）

d．補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

全交流動力電源喪失時，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設）及び消火系によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に，格納容器の破損を防止するため，復水貯蔵タンクを水源とした補給水系によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため，水張りを実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペデスタル（ドライウェル部）に注水を実施する。

サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a)　手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張りの判断基準】

・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断し，格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペデスタル（ドライウェル部）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。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】

・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペデスタル（ドライウェル部）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。

(b)　操作手順

補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－7図に，タイムチャートを第1.8－8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ペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペデスタル注入

ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁の受電操作を実施し，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，ペデスタル（ドライウェル部）への流入水を制限する制限弁が閉，及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお，ベント管に接続する排水弁が閉している場合は，開とする。

④運転員等は中央制御室にて，補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）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。

⑤運転員等は，発電長に補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑥発電長は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。

⑦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。

⑧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。

⑨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。

⑩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。

⑪発電長は，運転員等に補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水するための系統構成を指示する。

⑫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。

⑬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。

⑭運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁を開にする。

⑮運転員等は，発電長に補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）へ注水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，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑰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。

⑱発電長は，運転員等に補給水系よるペデスタル（ドライウェル部）への注水の開始を指示する。

【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張り】

⑲運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁を開にし，補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

なお，低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁により80m^3／hに調整し，格納容器下部水位が1mを超える水位を検出したことを確認した後，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を停止する。その後，ベント管を通じた排水により水位が低下し，一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

⑳運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁を開にし，補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

㉑発電長は，運転員等にペデスタル（ドライウェル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペデスタル（ドライウェル部）への注水を指示する。

㉒[a] 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて，溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m未満であることを確認後，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁によりペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し，発電長に報告する。

㉒[b] 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて，溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m以上であることを確認後，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m^3／hに調整し，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75m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を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）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ペデスタル（ドライウェル部）への注水開始まで107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1.8.3）

(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1.8－25図に示す。

全交流動力電源が喪失し，炉心損傷又は原子炉圧力容器の破損が発生した場合において，常設代替交流電源設備により交流動力電源を確保し，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水を実施する。

格納容器下部注水系（常設）が使用できない場合は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により交流動力電源を確保し，消火系，補給水系又は格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水を実施する。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによるペデスタル（ドライウェル部）への注水手段は，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水手段と同時並行で準備を開始する。

なお，消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水は，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。また，補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから，消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができない場合に実施する。

1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

(1)　原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。

また，十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

なお，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圧力容器への注水手段は，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

ａ．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉圧力容器への注水ができない場合は，原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

原子炉隔離時冷却系はサプレッション・プールを第一水源として用いるが，サプレッション・プールの水位低下，又はサプレッション・プール水の温度上昇時は，原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

水源の切り替えにおいては，原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，原子炉圧力容器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。

(b)　操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－9図に，タイムチャートを第1.8－10図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器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。

③運転員等は，発電長に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

④発電長は，運転員等に原子炉隔離時冷却系タービンがトリップしている場合は，リセット操作を実施するように指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系タービンがトリップしている場合は，原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁を閉にした後に開とし，原子炉隔離時冷却系タービンをリセットした後，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を開にし，原子炉隔離時冷却系ポンプを起動させ，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑧発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位をジェットポンプ上端（以下「原子炉水位Ｌ０」という。）以上に維持するように

指示する。

⑨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Ｌ０以上に維持し，発電長に報告する。

なお，サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源を切り替える場合は，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁の全開操作を実施後，原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を全閉とすることで水源の切り替えを実施する。

(c)　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで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．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において，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

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－11図に，タイムチャートを第1.8－12図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水に必要な原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系注入弁の受電操作を実施し，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系による原子炉圧力容器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。

④運転員等は，発電長に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への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，原子炉隔離時冷却系ＳＡ蒸気止め弁を閉にする。

⑦運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系注入弁を開にする。

⑧運転員等は，発電長に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は，運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系タービン止め弁を開とし，常設高圧代替注水系ポンプを起動させ，原子炉圧力容器へ

の注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑪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Ｌ０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，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位Ｌ０以上に維持し，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を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10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．低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，原子炉圧力容器への注水ができない場合は，低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，原子炉圧力容器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。

(b)　操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－13図に，タイムチャートを第1.8－14図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器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。

③運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器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，発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への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）の起動を指示する。

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）の起動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）による原子炉圧力容器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，原子炉圧力容器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Ｌ０以上に維持するように指示する。

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Ｌ０以上に維持し，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を運転員等（当直運転員）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への注水開始まで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。

ｄ．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほ

う酸水注入を同時並行で実施する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，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る原子炉圧力容器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。

(b)　操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。なお，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となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.8－15図に，タイムチャートを第1.8－16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圧力容器への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圧力容器への注水の手順は，手順⑩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）による原子炉圧力容器への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）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）又は低圧炉心スプレイ系注入弁の受電操作を実施し，残留熱除去系注入弁（C）又は低圧炉心スプレイ系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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。

⑦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。

⑧運転員等は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水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）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑩[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圧力容器への注水の場合

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。

⑩[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圧力容器への注水の場合

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。

⑪運転員等は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑫発電長は，災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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。

⑬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）による原子炉圧力容器へ注水するため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，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送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は，運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水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，原子炉圧力容器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。

⑳発電長は，災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水が開始されたことを連絡する。

㉑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Ｌ０以上に維持するように指示する。

㉒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Ｌ０以上に維持し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで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（Ｃ）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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，170分以内と想定する。

【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への注水の場合】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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，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1.8.3）

ｅ．代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合に

おいて，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合において，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

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－17図に，タイムチャートを第1.8－18図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への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圧力容器への注水に必要な残留熱除去系（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）バイパス弁及び残留熱除去系注入弁（A）の受電操作を実施し，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）バイパス弁及び残留熱除去系注入弁（A）の表示灯が点灯したことを確認する。

③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圧力容器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する。

④運転員等は，発電長に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への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（A）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，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。

⑧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。

⑨運転員等は，発電長に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は，運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

⑪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。

⑫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圧力容器への注水の開始を指示する。

⑬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する。

⑭運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器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。

⑮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Ｌ０以上に維持するように指示する。

⑯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Ｌ０以上に維持し，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を運転員等（当直運転員）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代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41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。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

ｆ．消火系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，消火系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，

原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において，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，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

(b)　操作手順

消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－19図に，タイムチャートを第1.8－20図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系による原子炉圧力容器への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圧力容器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。

③運転員等は，発電長に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

④発電長は，運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑤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。

⑥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。

⑦発電長は，運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，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。

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

⑩運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）消火系ライン弁を開にする。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（Ｂ）を開にする。

⑫運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統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Ｌ０以上に維持するように指示する。

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Ｌ０以上に維持し，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を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）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圧力容器への注水開始まで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。

g．補給水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，補給水系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において，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

補給水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－21図に，タイムチャートを第1.8－22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圧力容器への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圧力容器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。

③運転員等は，発電長に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

④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。

⑤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。

⑥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。

⑦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。

⑧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。

⑨発電長は，運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑩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。

⑪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。

⑫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。

⑬運転員等は，発電長に補給水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑭発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑮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。

⑯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圧力容器への注水の開始を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（Ｂ）を開にし，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑱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Ｌ０以上に維持するように指示する。

⑲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Ｌ０以上に維持し，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を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）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。

ｈ．ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

全交流動力電源喪失時，損傷炉心への注水を行う場合，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，損傷炉心に注水を実施する場合。

(b)　操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8－23図に，タイムチャートを第1.8－24図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ，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，発電長にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備が完了したことを報告する。

④発電長は，運転員等にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の開始を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，ほう酸水注入ポンプＡ（Ｂ）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ＳＹＳ　Ａ（Ｂ）」位置にすることで，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり，ほう酸水注入ポンプが起動する。）を実施し，ほう酸水注入ポンプ吐出圧力が原子炉圧力容器内の圧力以上であることを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下により確認し，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し，ほう酸水が全量注入されたことを確認した後，ほう酸水注入ポンプＡ（Ｂ）の停止を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器へほう酸水の全量注

入完了を確認した後，ほう酸水注入ポンプＡ（Ｂ）を停止し，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（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2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)　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1.8－25図に示す。

全交流動力電源が喪失し，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の場合は，所内常設直流電源設備により直流電源を確保し，原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

原子炉隔離時冷却系が使用できない場合は，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により直流電源を確保し，高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の場合は，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，逃がし安全弁により減圧し，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

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る原子炉圧力容器への注水を実施する。

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）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

注水を行う際は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し，原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

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圧力容器への注水手段は，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

なお，消火系による原子炉圧力容器への注水は，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。また，補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから，消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に実施する。

1.8.2.3　その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁による減圧手順については，「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」にて整備する。

残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び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。

サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「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。

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となる水の供給手順等」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となる水の供給手順等」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，ほう酸水注入ポンプ，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。

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1.8－1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（1／13）

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※1
ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	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）	格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	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－３ａ」， 「注水－３ｂ」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（2／13）

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※1
ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	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）	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	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－３ａ」， 「注水－３ｂ」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（3／13）

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※1
ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	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）	消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	主要設備	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－３ａ」， 「注水－３ｂ」 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（4／13）

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※1
ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	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）	補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	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Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－３ａ」， 「注水－３ｂ」 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（5／13）

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※1
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	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）	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	主要設備	サプレッション・プール※4	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－１」， 「注水－２」 重大事故等対策要領
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※5 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（6／13）

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※1
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	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）	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ 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－１」， 「注水－２」 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※5 可搬型代替直流電源設備※5 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（7／13）

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※1
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	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）	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	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－１」， 「注水－２」 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※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（8／13）

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※1
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	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）	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	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－１」， 「注水－２」 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※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（9／13）

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※1
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	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）	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水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※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－１」， 「注水－２」 重大事故等対策要領
			主要設備	残留熱除去系海水ポンプ※2	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・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（10／13）

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※1
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	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）	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水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－１」， 「注水－２」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	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※2 常設代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（11／13）

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※1
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	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）	消火系による原子炉圧力容器への注水	主要設備	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－１」， 「注水－２」 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※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁	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：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（12／13）

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※1
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	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）	補給水系による原子炉圧力容器への注水	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Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」， 「注水－２」 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※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁	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：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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（13／13）

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※1
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	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）	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	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－１」， 「注水－２」 重大事故等対策要領
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：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。
※3：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。
※4：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については「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。
※5：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1.8－2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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.1 ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水			
ａ．格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		格納容器内の温度	格納容器下部水温※1
		電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		補機監視機能	制御棒位置指示
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 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
		格納容器内の水位	格納容器下部水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.1 ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)　ペデスタル（ドライウェル部）への注水			
b．格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
		格納容器内の温度	格納容器下部水温※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		電源	275kV東海原子力線１L，２L電圧 154kV原子力１号線電圧 M／C　２C電圧※3 P／C　２C電圧※3 M／C　２D電圧※3 P／C　２D電圧※3
		補機監視機能	制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 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
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 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
		格納容器内の水位	格納容器下部水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.1 ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペデスタル（ドライウェル部）への注水			
c．消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
		格納容器内の温度	格納容器下部水温※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		電源	275kV東海原子力線１L，２L電圧 154kV原子力１号線電圧 M／C　２C電圧※3 P／C　２C電圧※3 M／C　２D電圧※3 P／C　２D電圧※3
		補機監視機能	制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 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
		格納容器内の水位	格納容器下部水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.1 ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペデスタル（ドライウェル部）への注水			
d．補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
		格納容器内の温度	格納容器下部水温※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		電源	275kV東海原子力線１L，２L電圧 154kV原子力１号線電圧 M／C　２C電圧※3 P／C　２C電圧※3 M／C　２D電圧※3 P／C　２D電圧※3
		補機監視機能	制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 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
		格納容器内の水位	格納容器下部水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水			
ａ．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	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	高圧炉心スプレイ系系統流量※1 給水流量
		電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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	原子炉隔離時冷却系系統流量※1
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1 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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水			
b．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	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	高圧炉心スプレイ系系統流量※1 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1
		電源	275kV東海原子力線1L，2L電圧 154kV原子力1号線電圧 M／C　2C電圧※3 P／C　2C電圧※3 M／C　2D電圧※3 P／C　2D電圧※3
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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	高圧代替注水系系統流量※1
		補機監視機能	常設高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

※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水			
c．低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	判断基準	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	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	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1
		電源	275kV東海原子力線1L，2L電圧 154kV原子力1号線電圧 M／C　2C電圧※3 P／C　2C電圧※3 M／C　2D電圧※3 P／C　2D電圧※3
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		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（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
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水			
d．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	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	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※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
		電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力１号線電圧 M／C　２C電圧※3 P／C　２C電圧※3 M／C　２D電圧※3 P／C　２D電圧※3
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 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
		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（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

※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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）
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水			
ｅ．代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	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	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 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
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（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	代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確認	サプレッション・プール水位※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水			
ｆ．消火系による原子炉圧力容器への注水	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	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	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※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
		電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 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
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（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
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，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となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水			
g．補給水系による原子炉圧力容器への注水	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	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	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※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
		電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力１号線電圧 M／C　２C電圧※3 P／C　２C電圧※3 M／C　２D電圧※3 P／C　２D電圧※3
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 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
		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（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
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

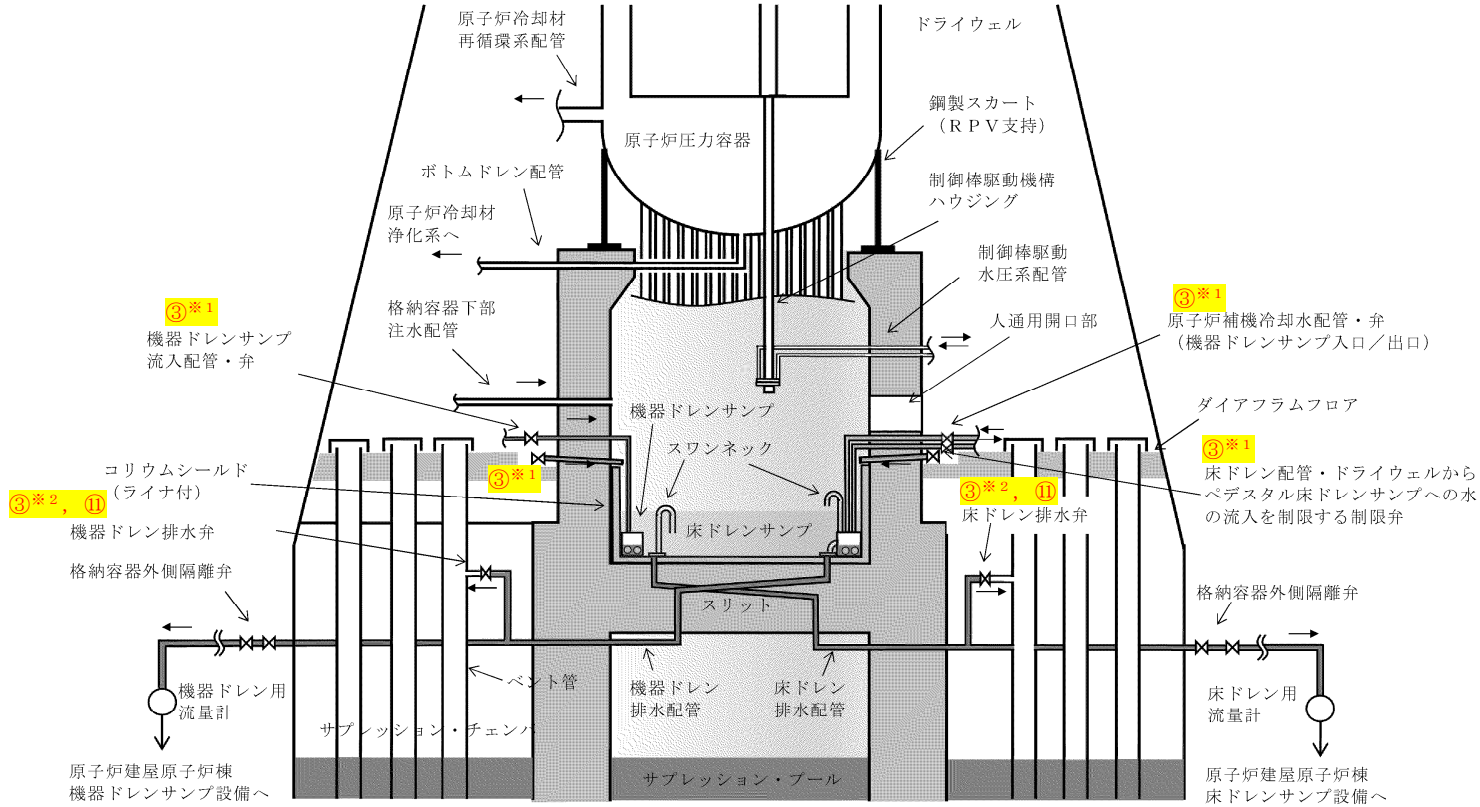
監視計器一覧（12／12）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水			
ｈ．ほう酸注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	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
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	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１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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	ほう酸水貯蔵タンク液位 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力※3

※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：重大事故等対処設備としての要求事項を満さない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

第1.8－3表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

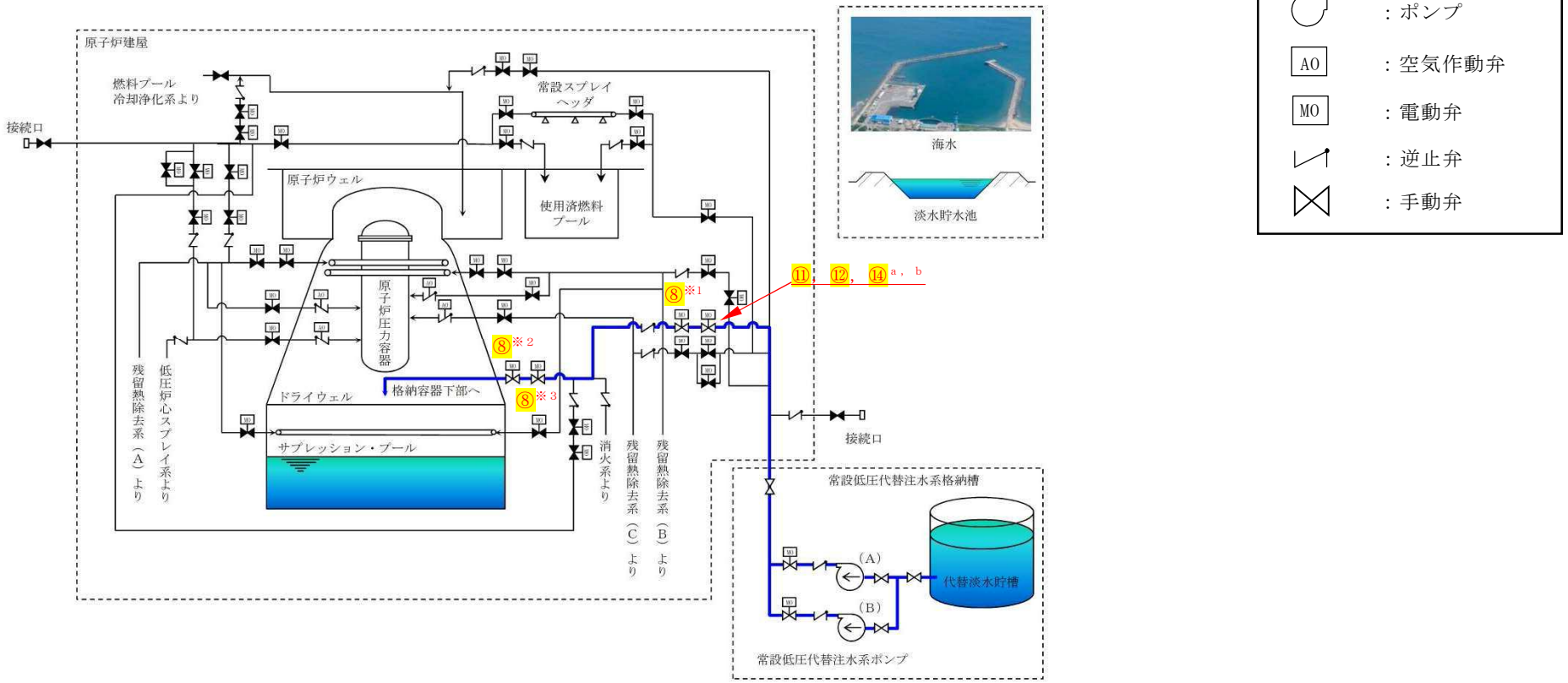
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用Ｐ／Ｃ
	低圧代替注水系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	格納容器下部注水系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｄ系
	原子炉隔離時冷却系（注水系）　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤２Ａ
	高圧代替注水系（蒸気系）　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	高圧代替注水系（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 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	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 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系
	低圧炉心スプレイ系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｃ系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用Ｐ／Ｃ
	代替循環冷却系　弁	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	ほう酸水注入ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系
	ほう酸水注入系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系



操作手順	弁番号
③※1	制限弁
③※2，⑪	排水弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

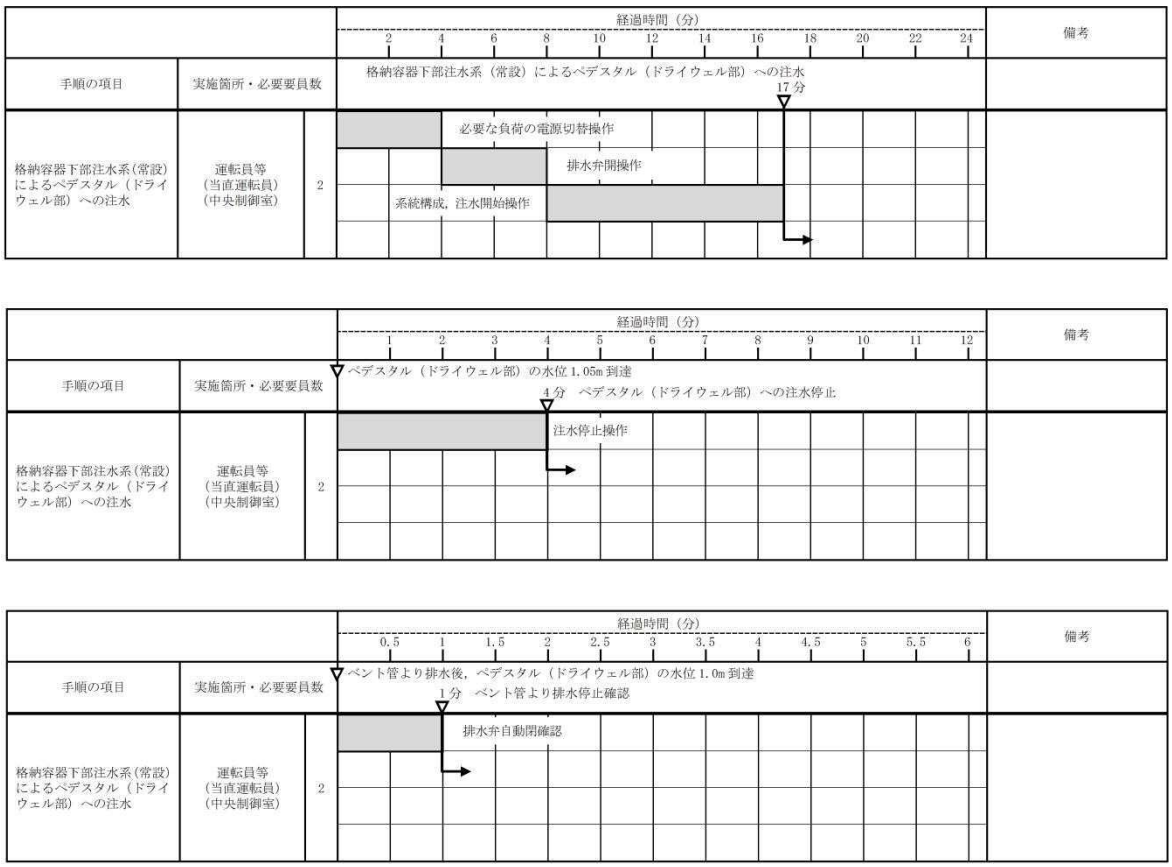
第1.8－1図　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（1／2）



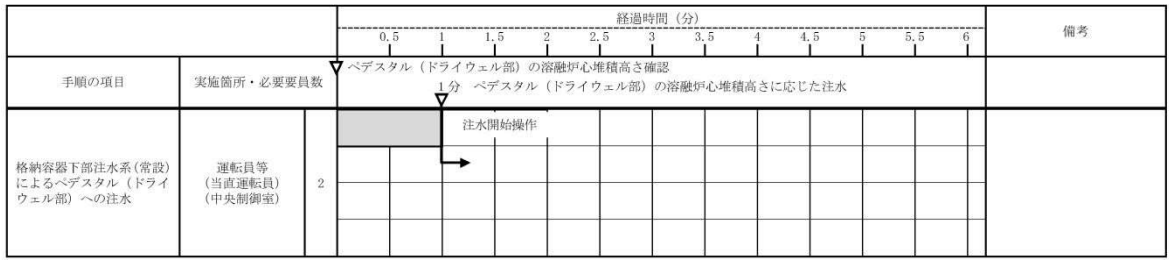
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑧※1	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	⑧※3	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁
⑧※2	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑪，⑫，⑭a，b	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－1図　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（2／2）

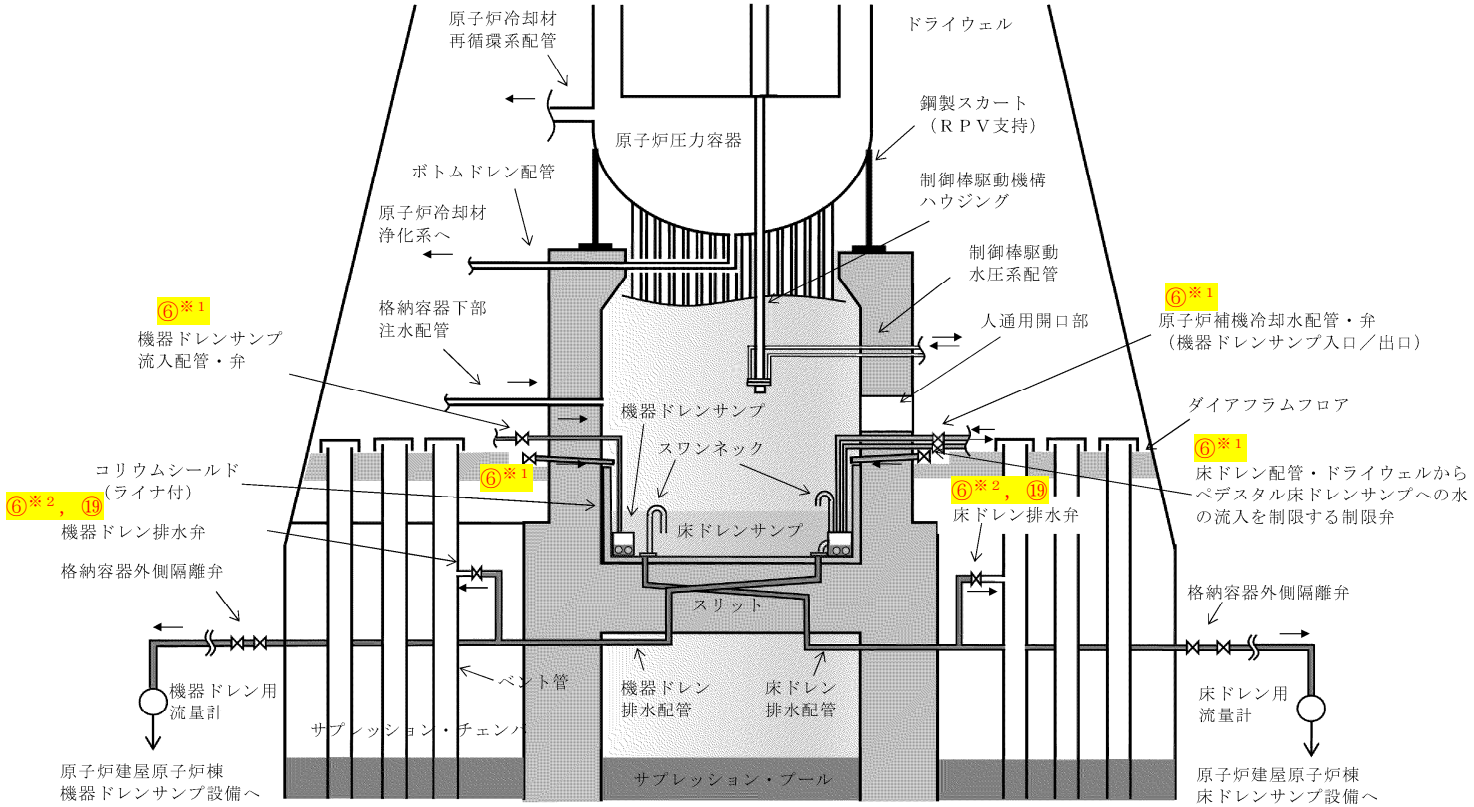


【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張り】



【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

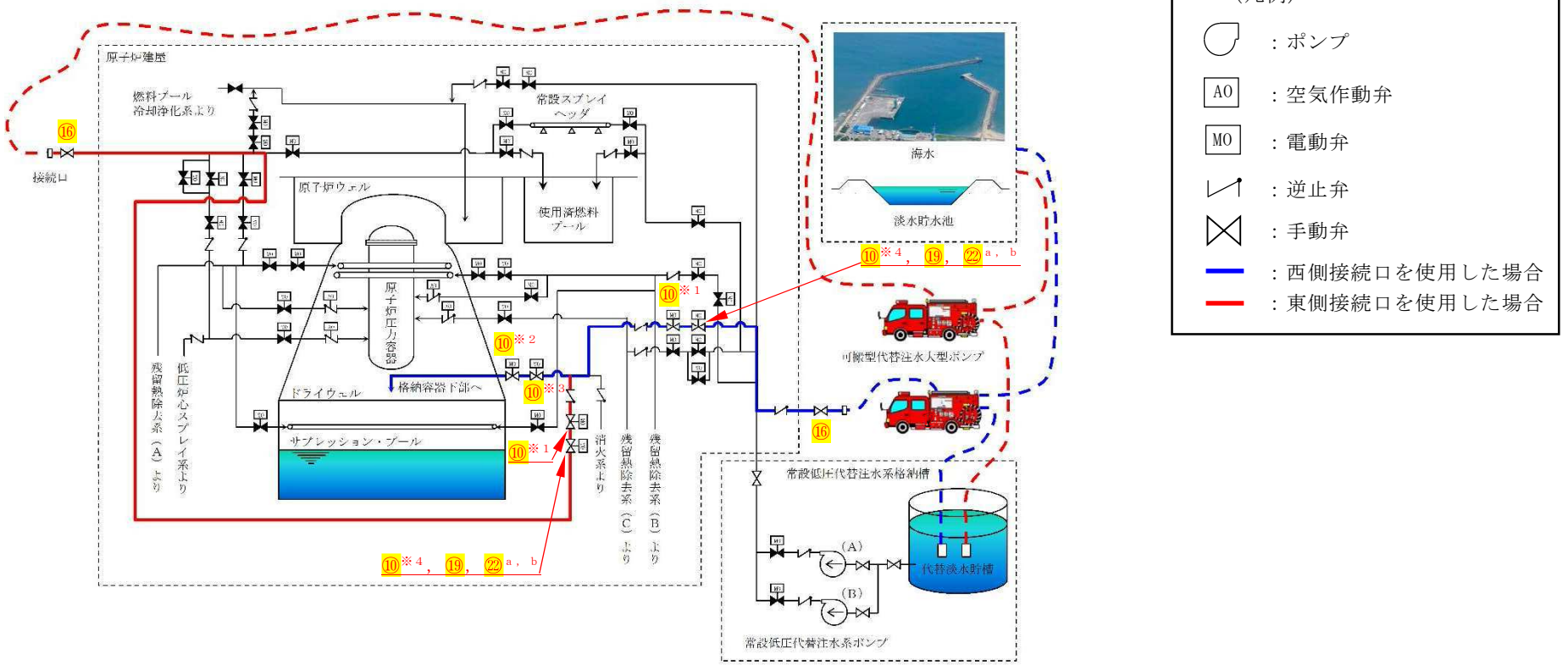
第1.8－2図　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　タイムチャート



操作手順	弁番号
⑥※1	制限弁
⑥※2，⑲	排水弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

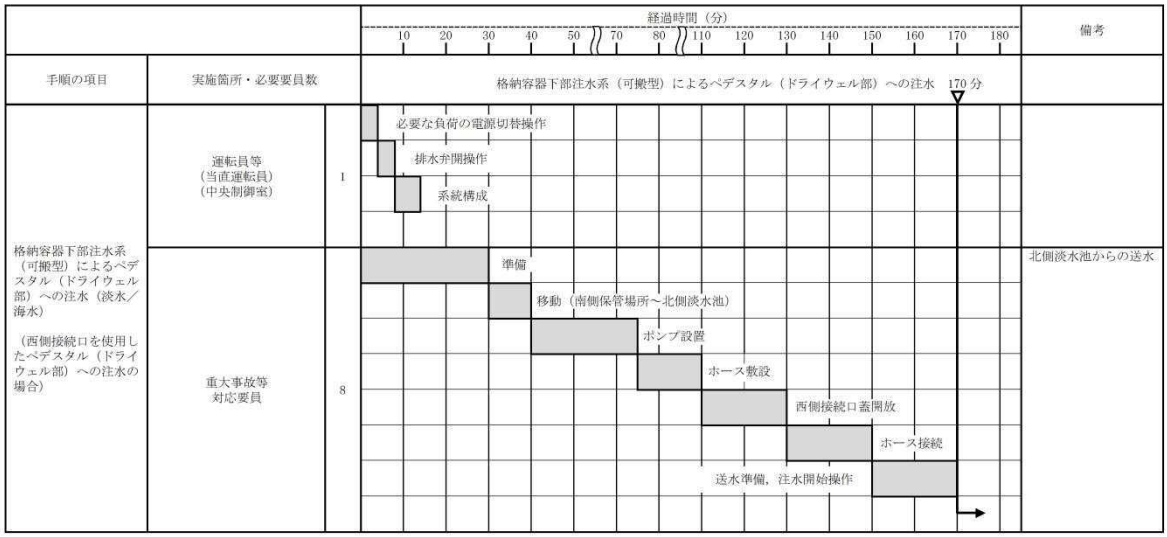
第1.8－3図　格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）　概要図（1／2）

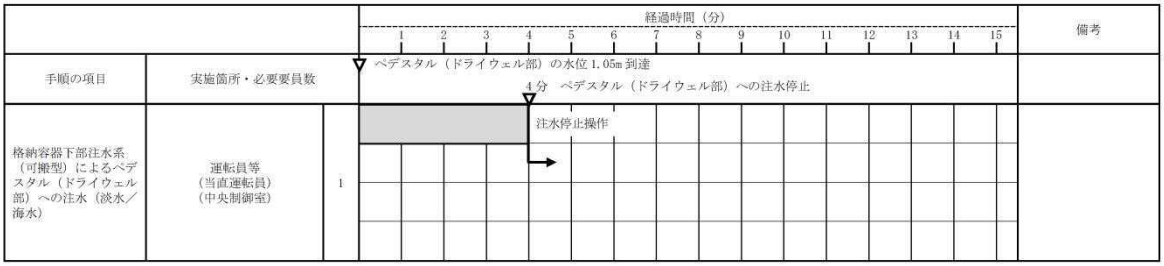


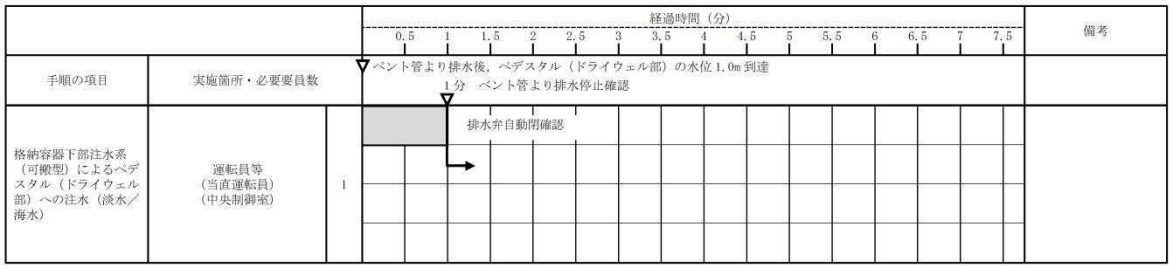
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑩※1	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	⑩※4，⑲，㉒a，b	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
⑩※2	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑯	西側接続口又は東側接続口の弁
⑩※3	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○ａ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－3図　格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）　概要図（2／2）



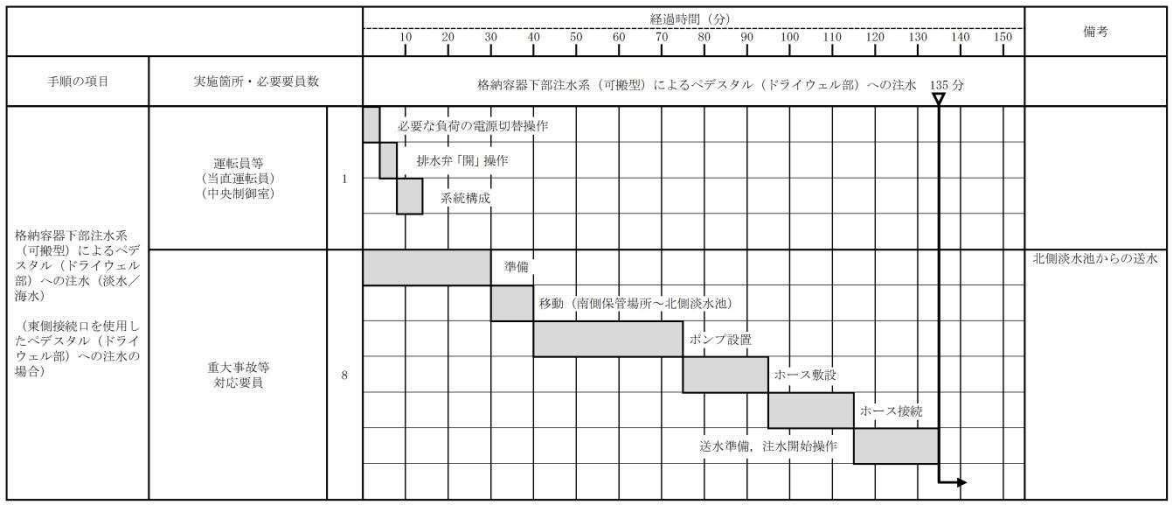


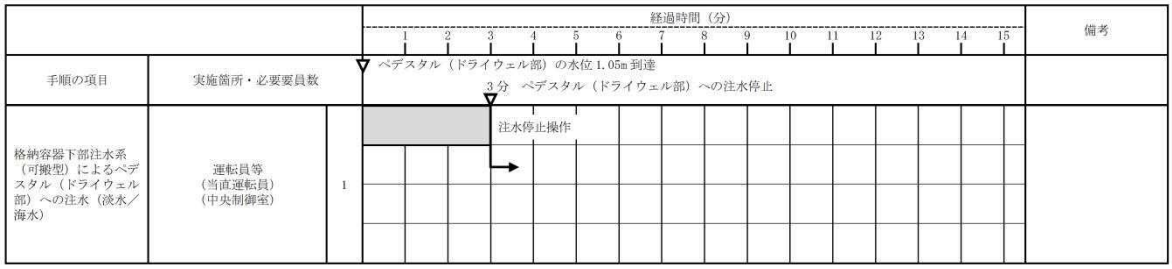


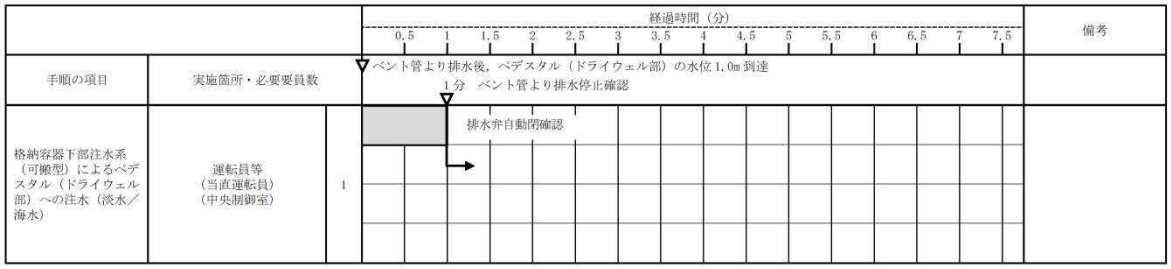
【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張り】

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

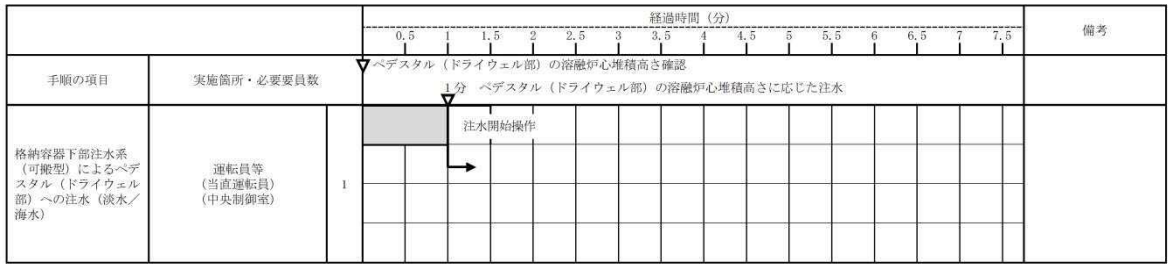
第1.8－4図　格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）





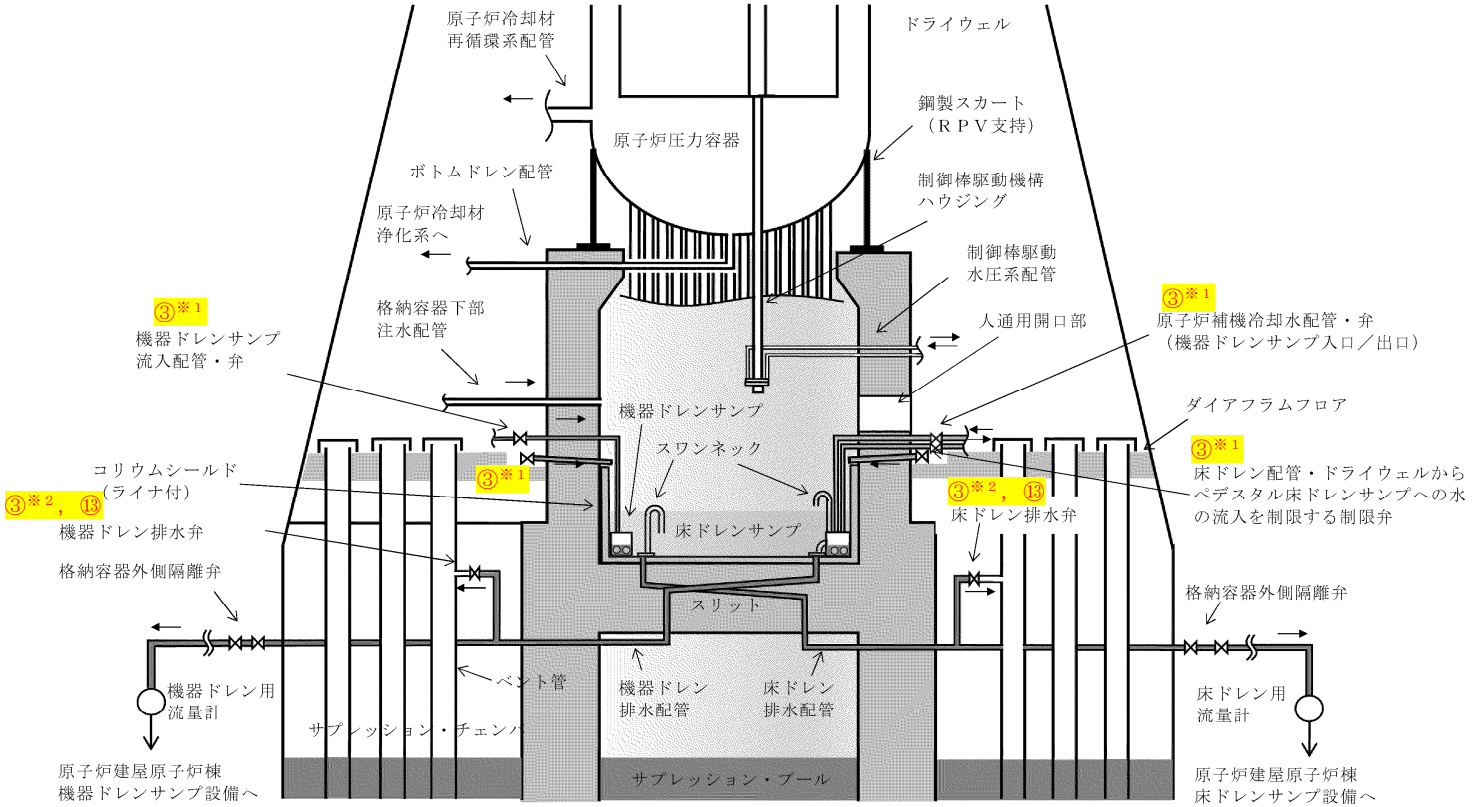


【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張り】



【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

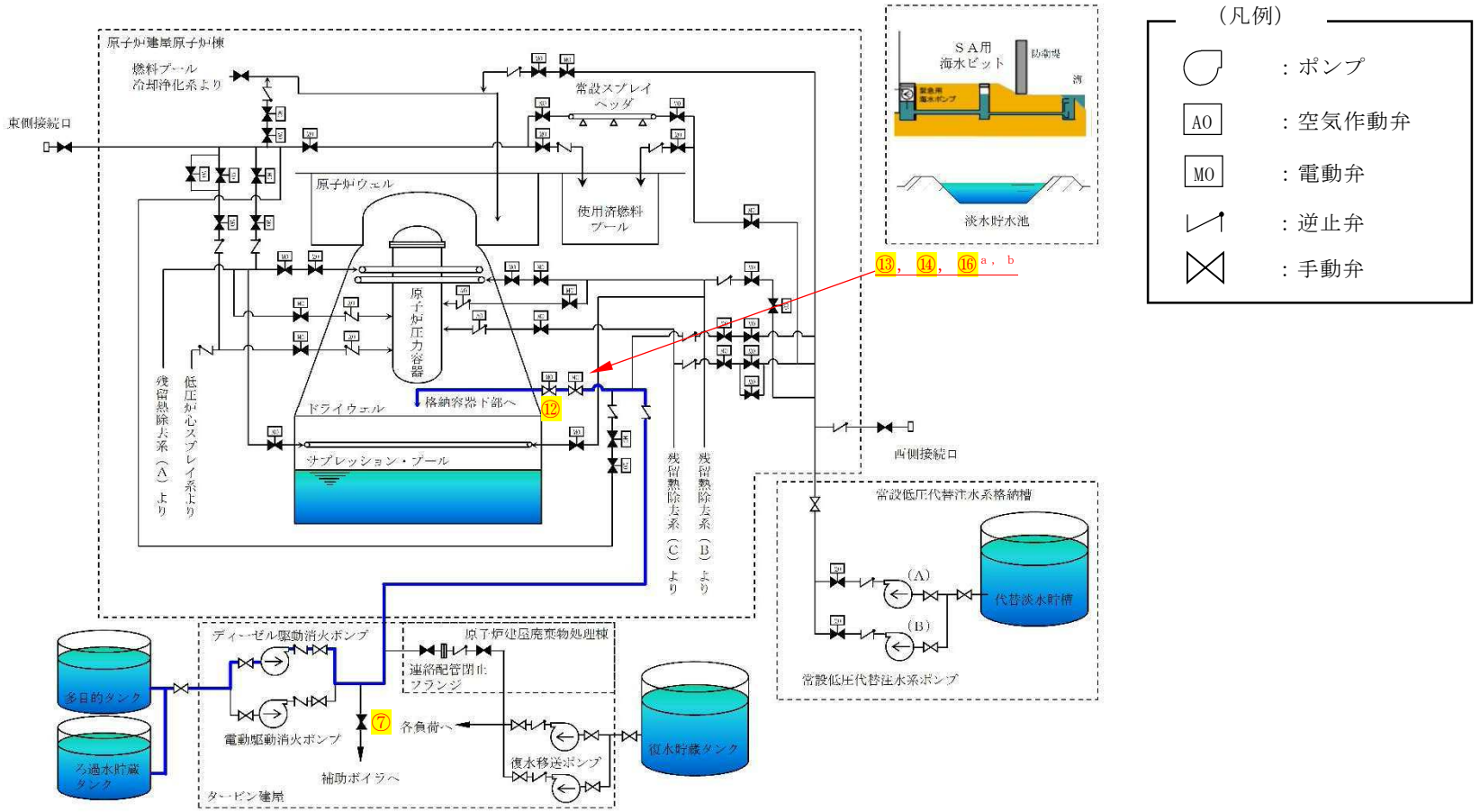
第1.8－4図　格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）　タイムチャート（2／2）



操作手順	弁番号
③※1	制限弁
③※2，⑬	排水弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

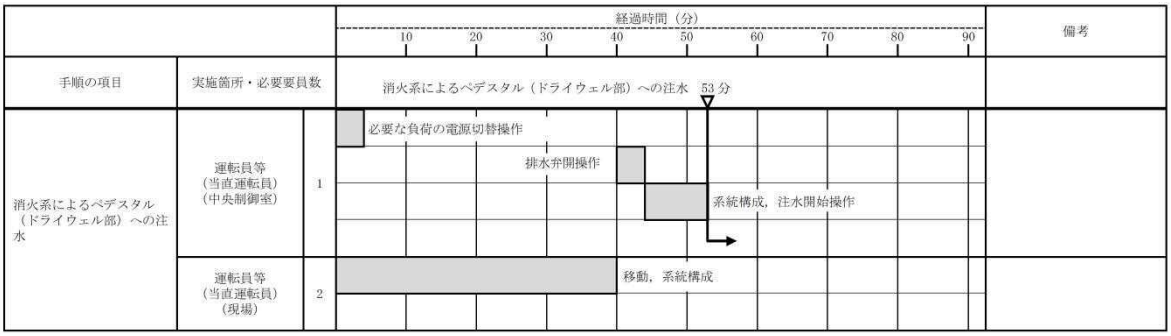
第1.8－5図　消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（1／2）

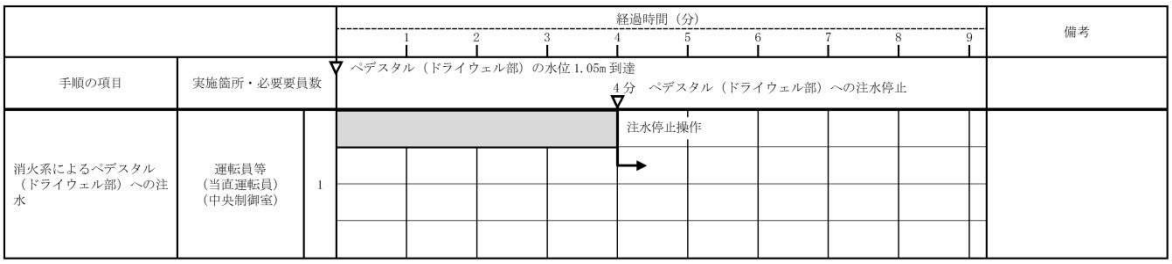


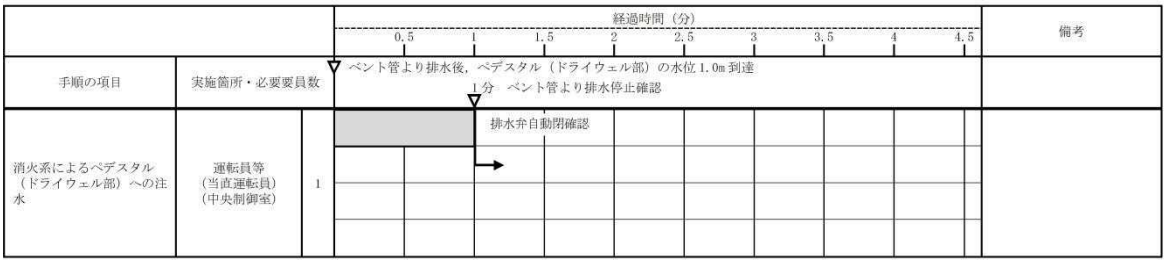
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑦	補助ボイラ冷却水元弁	⑬，⑭，⑯a，b	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁
⑫	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

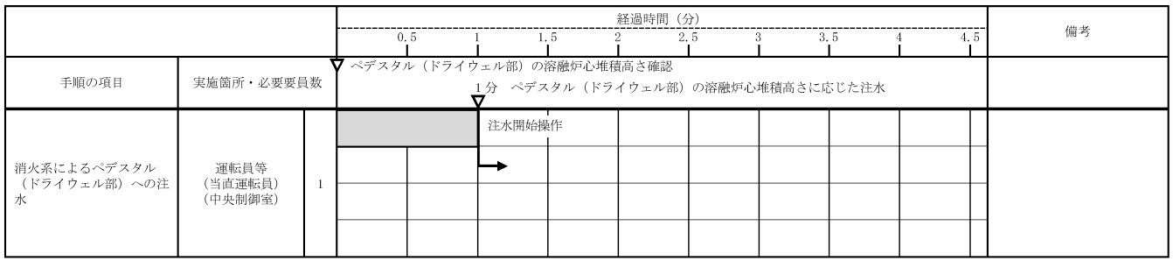
第1.8－5図　消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（2／2）





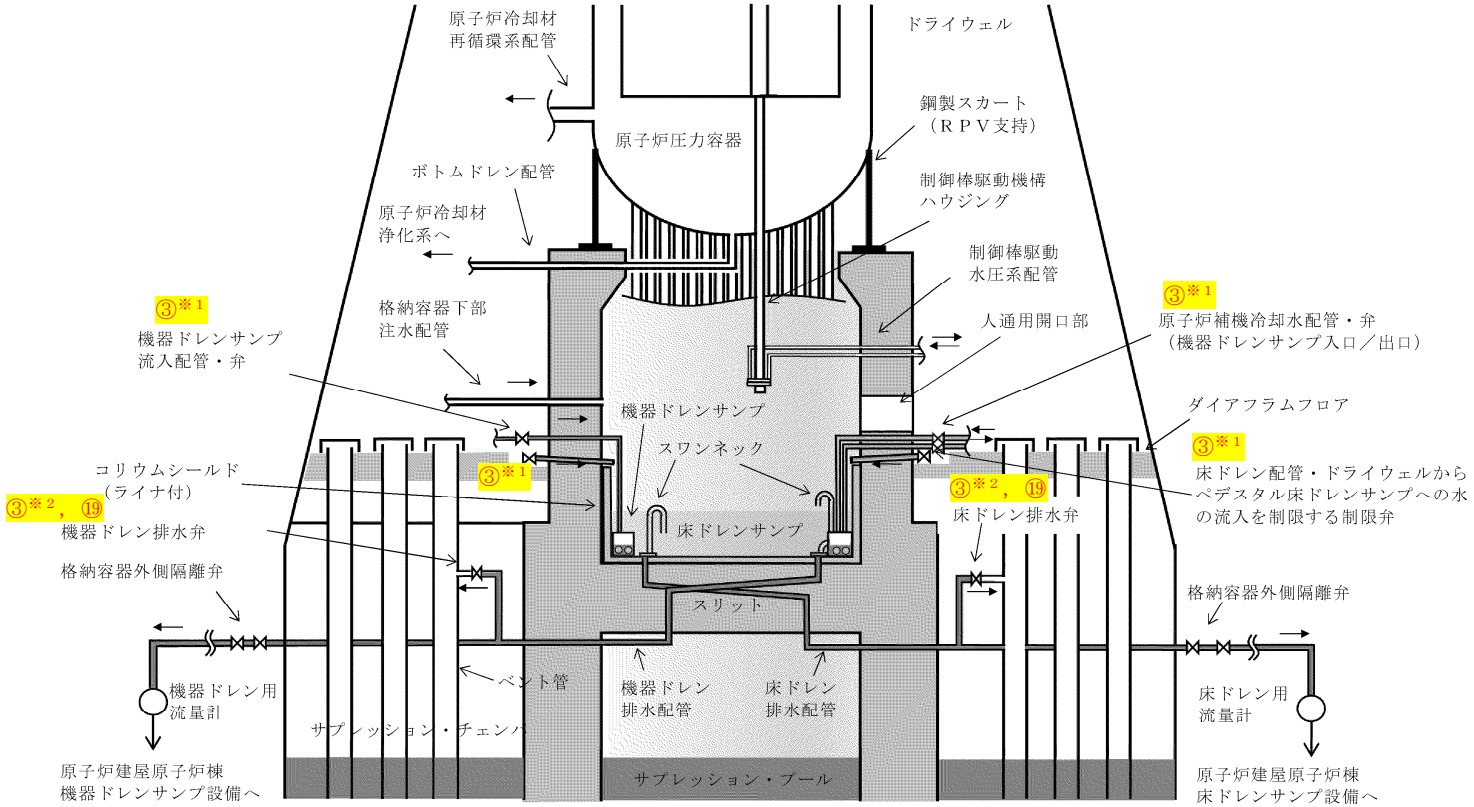


【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張り】



【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

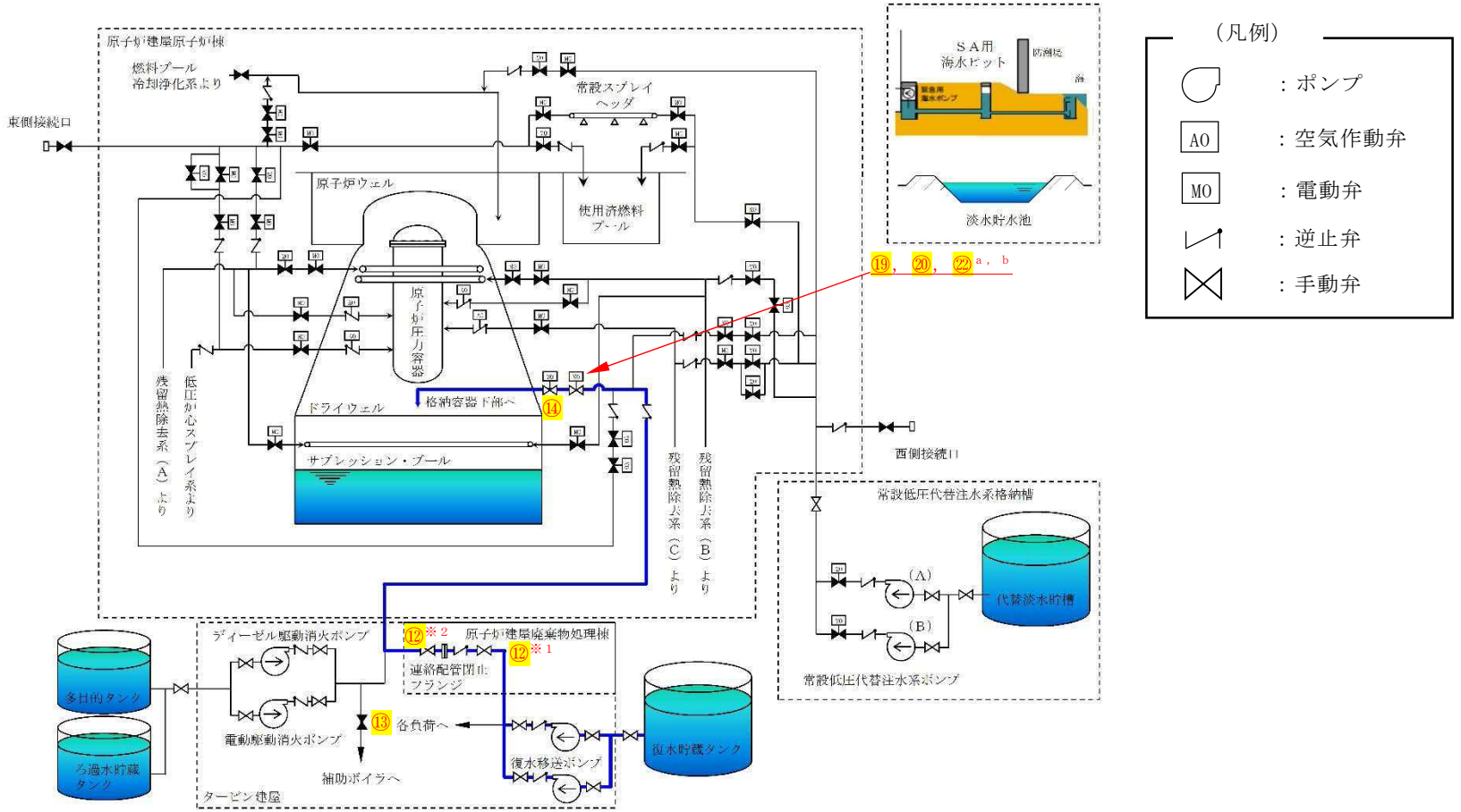
第1.8－6図　消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　タイムチャート



操作手順	弁番号
③※1	制限弁
③※2，⑲	排水弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

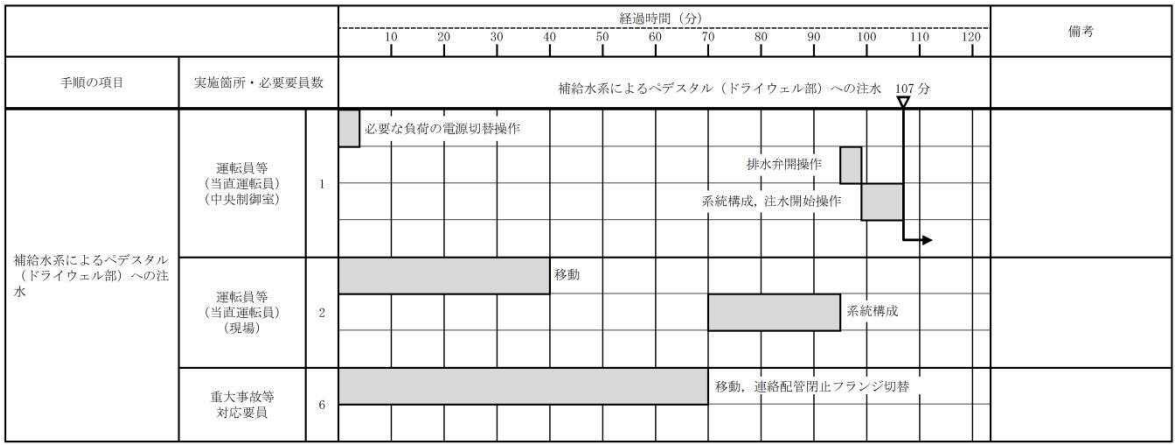
第1.8－7図　補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（1／2）

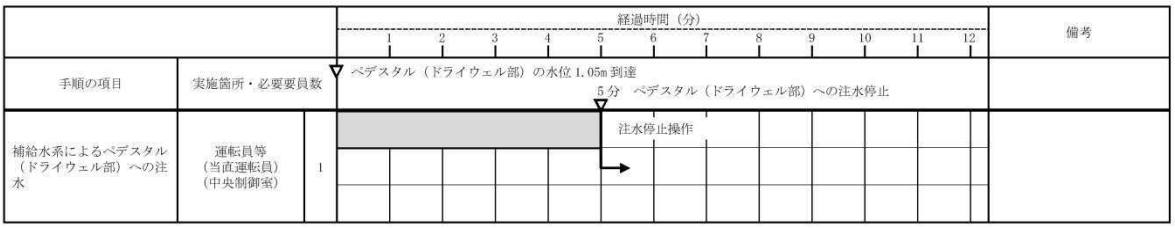


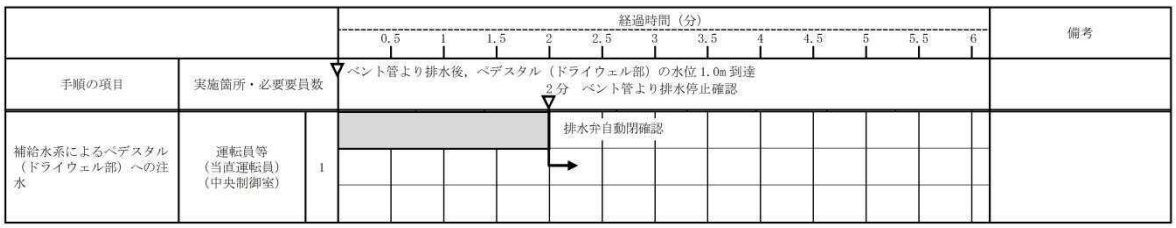
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑫※1，※2	補給水系－消火系連絡ライン止め弁	⑭	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁
⑬	補助ボイラ冷却水元弁	⑲，⑳，㉒a，b	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－7図　補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（2／2）



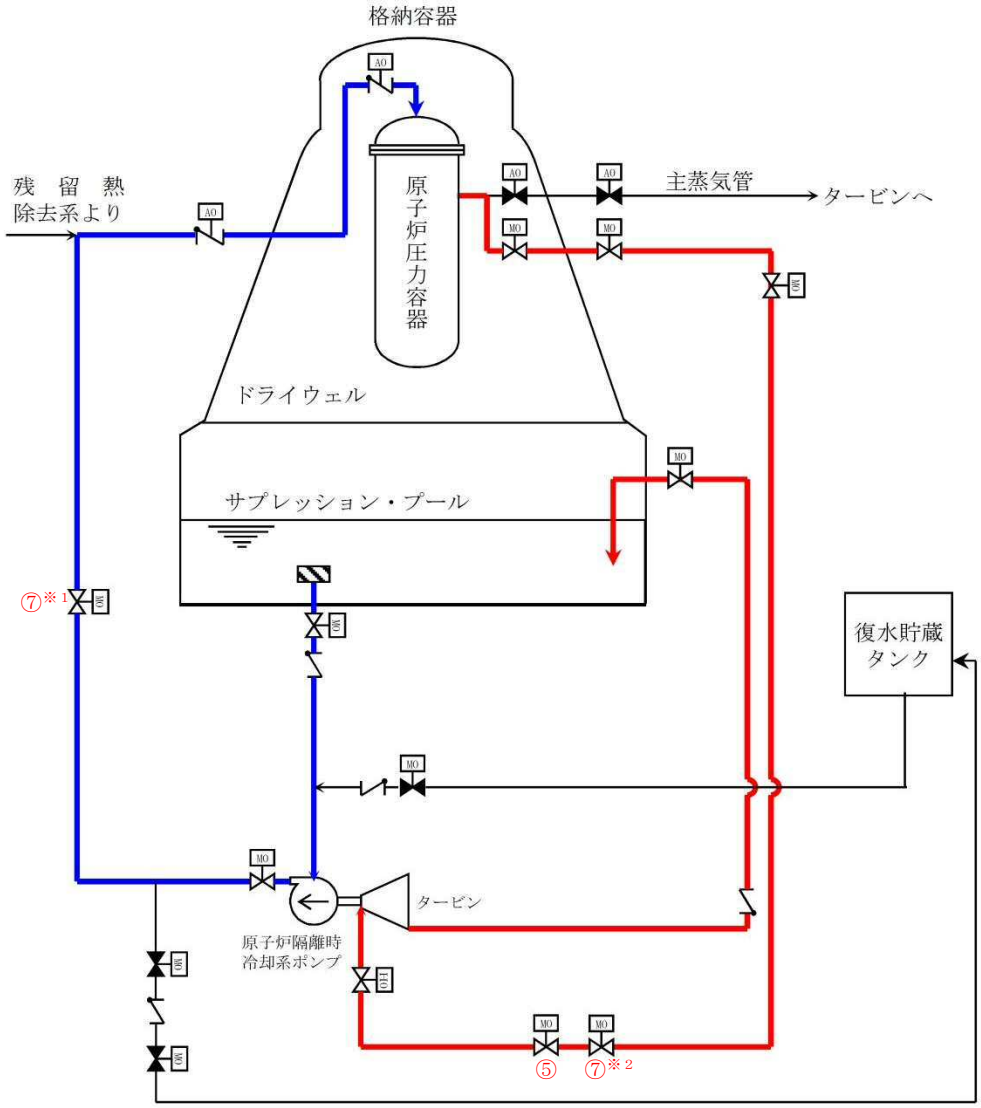




【ペデスタル（ドライウェル部）への初期水張り】

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

第1.8－8図　補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　タイムチャート



（凡例）

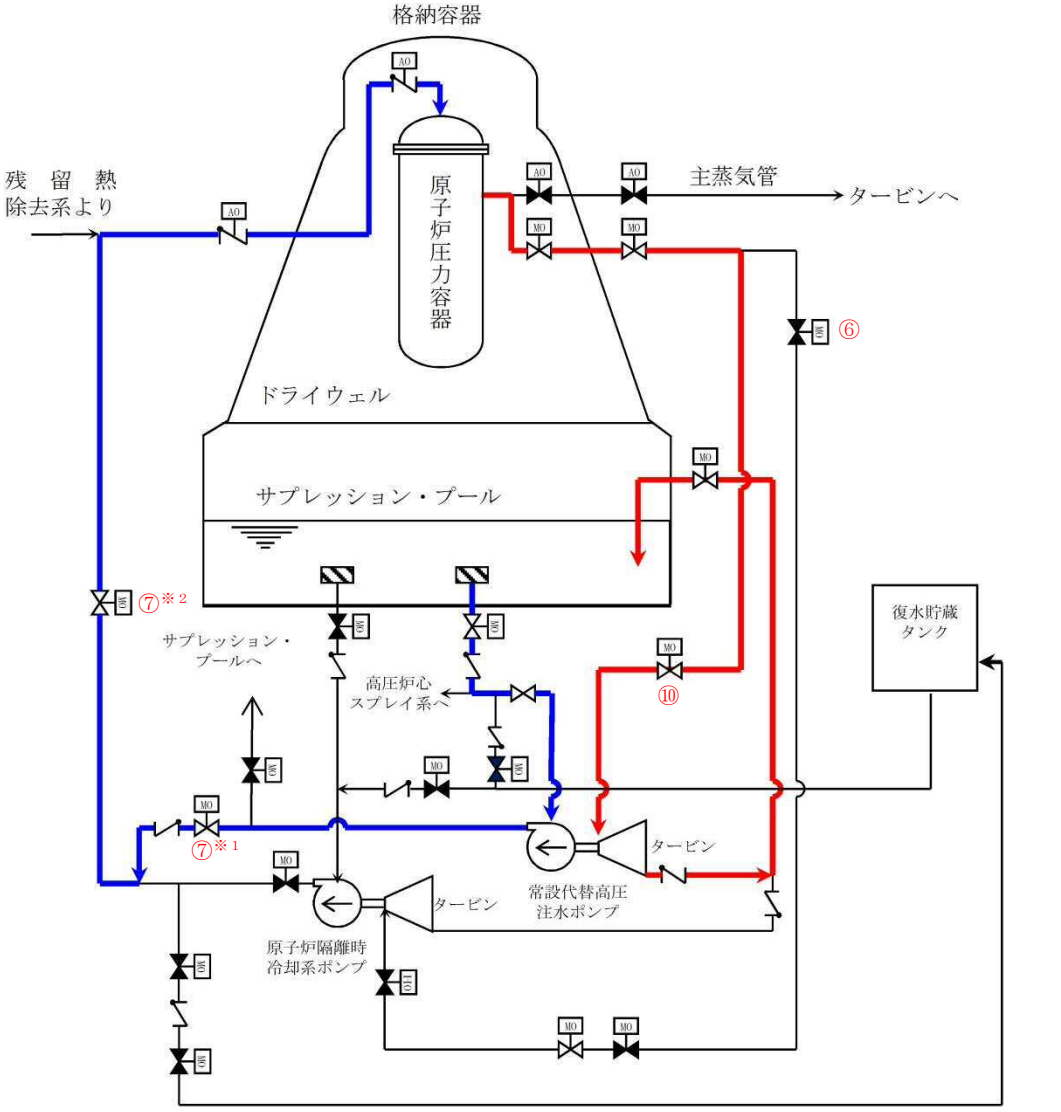
- ：ポンプ
- AO：空気作動弁
- MO：電動弁
- HO：油圧調整弁
- ：逆止弁
- ：手動弁
- ：注水ライン
- ：蒸気（排気含む）ライン

操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁
⑦※1	原子炉隔離時冷却系注入弁
⑦※2	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.8－9 図　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水　概要図

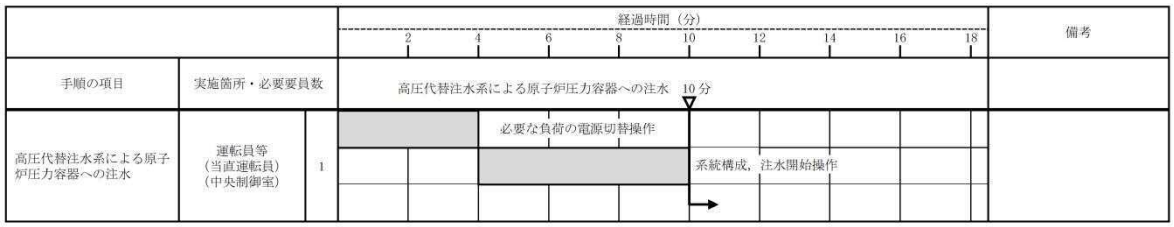
第 1.8－10 図　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート



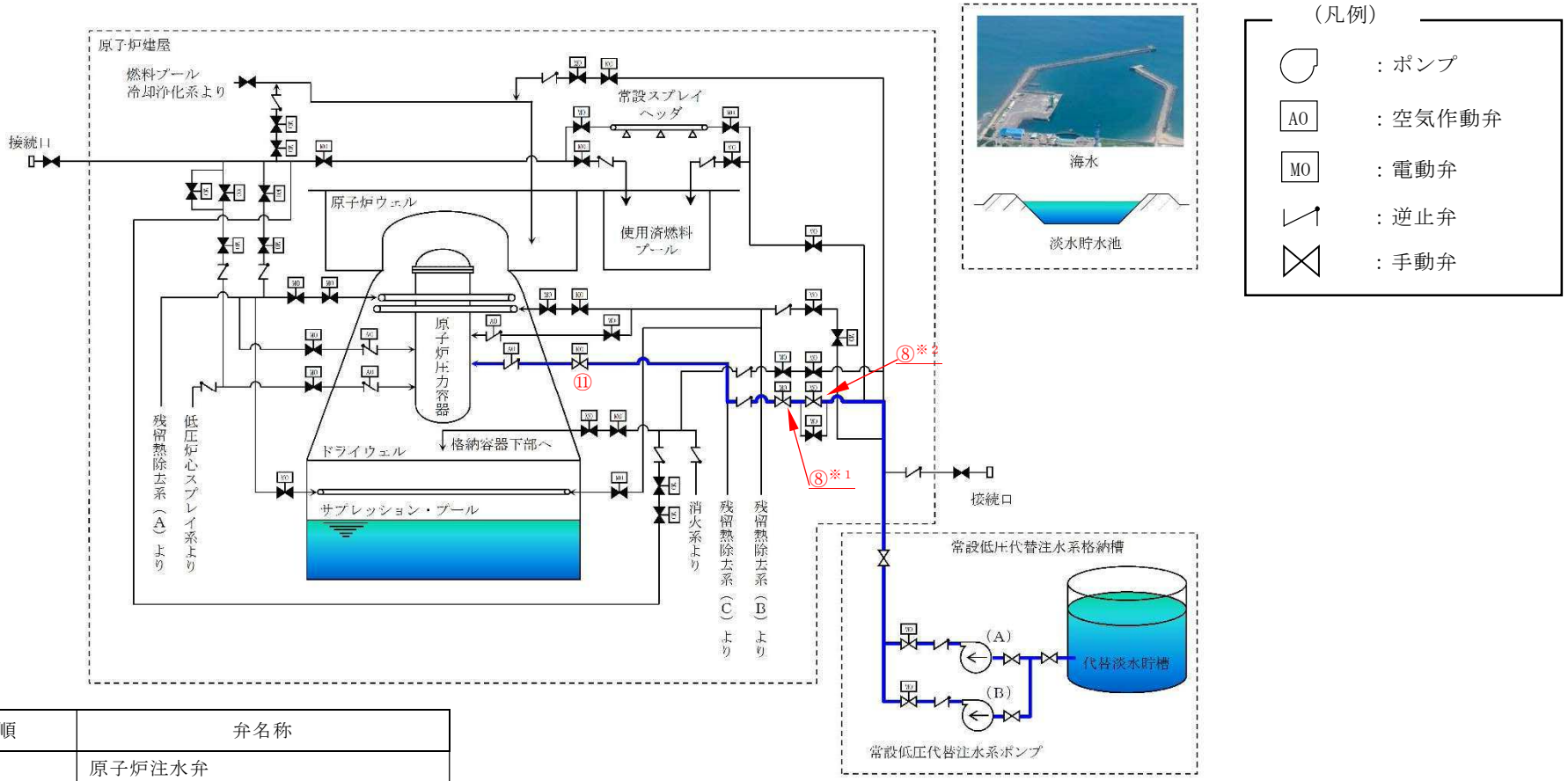
操作手順	弁名称
⑥	原子炉隔離時冷却系ＳＡ蒸気止め弁
⑦※1	高圧代替注水系注入弁
⑦※2	原子炉隔離時冷却系注入弁
⑩	高圧代替注水系タービン止め弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.8－11 図　高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水　概要図



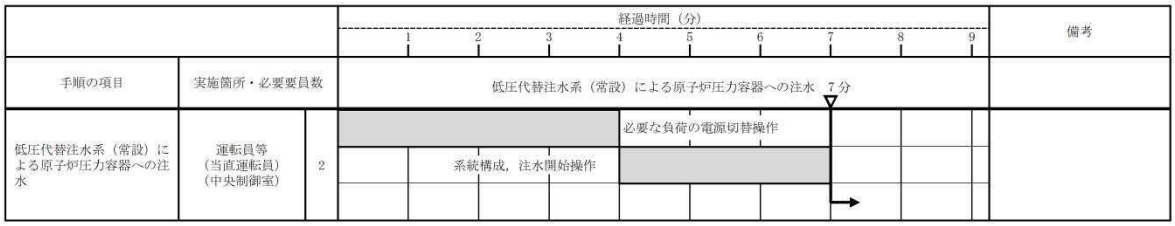
第 1.8－12 図　高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート



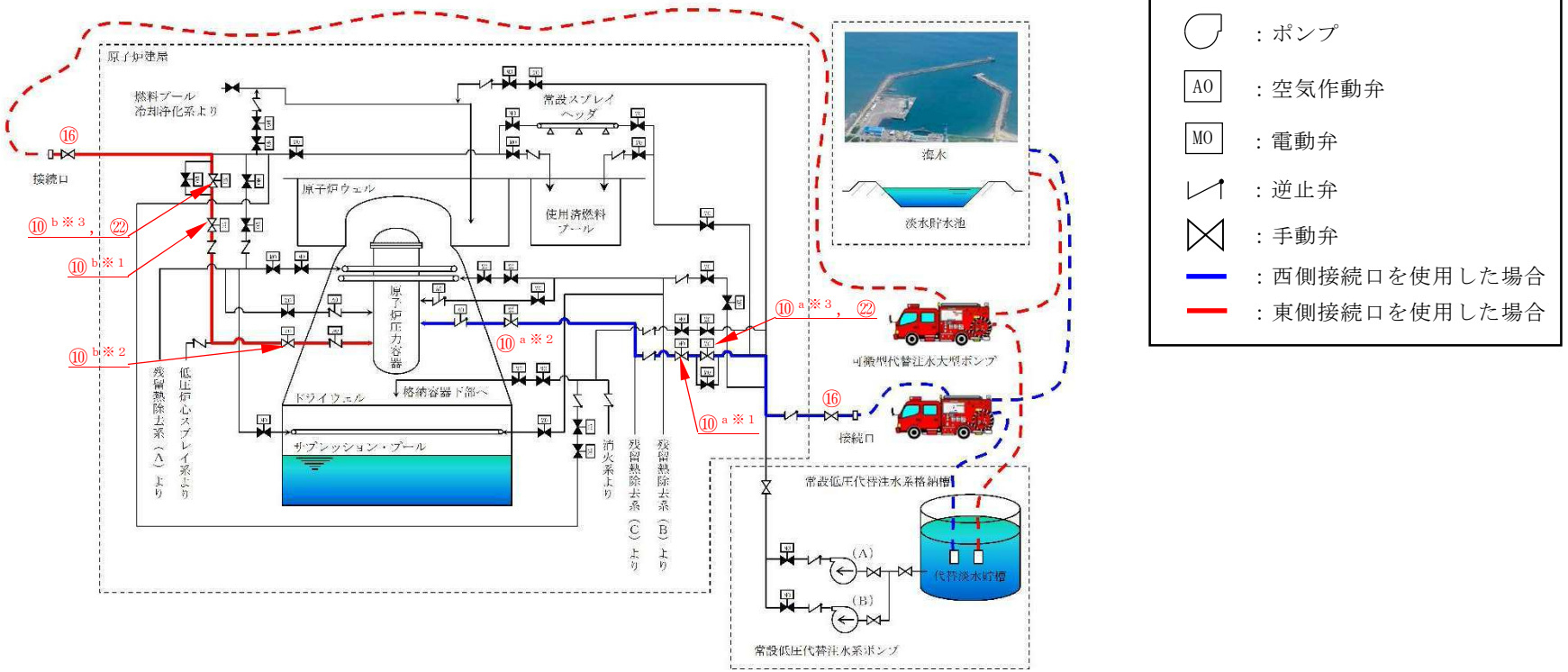
操作手順	弁名称
⑧※1	原子炉注水弁
⑧※2	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑪	残留熱除去系注入弁（C）

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－13図　低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水　概要図



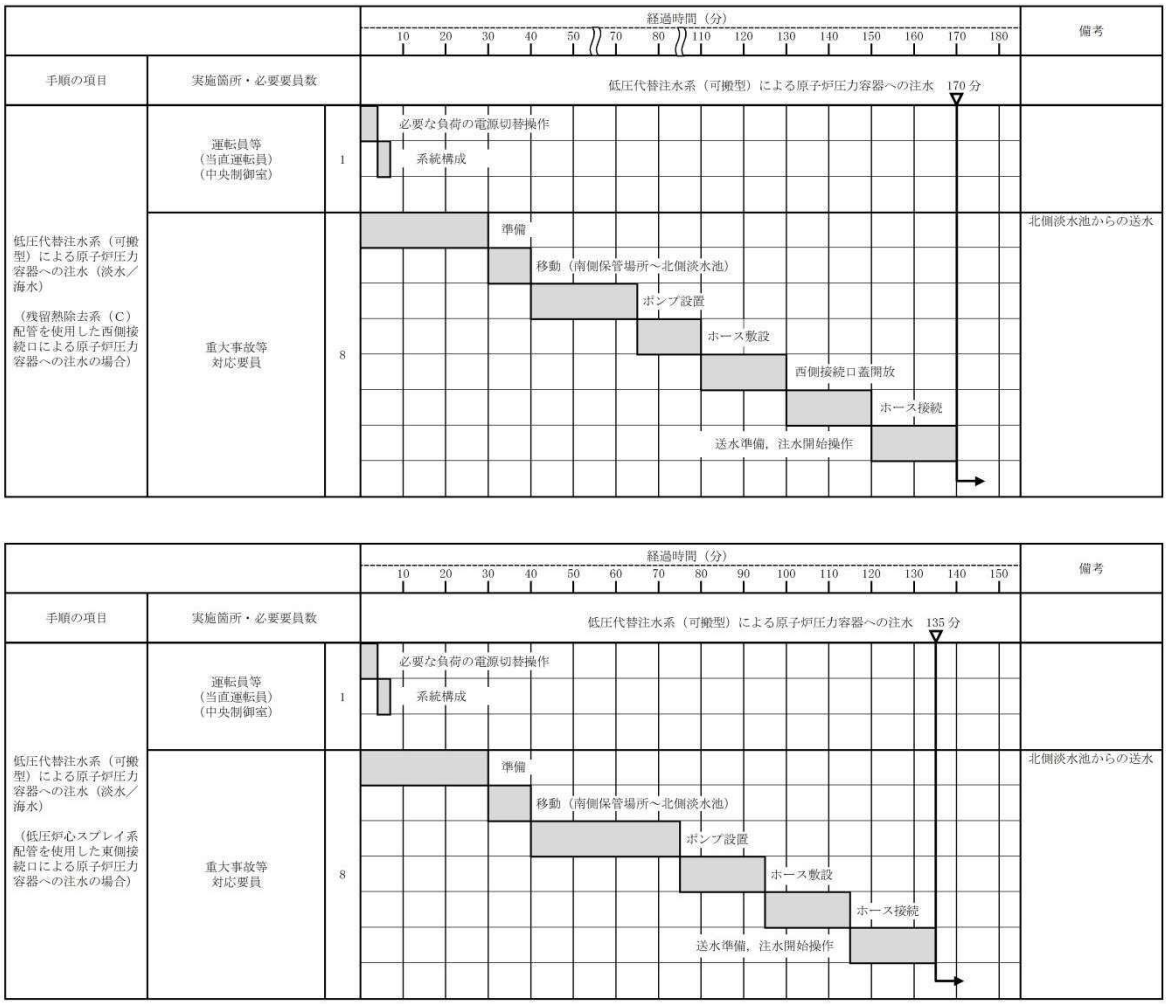
第1.8－14図　低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート



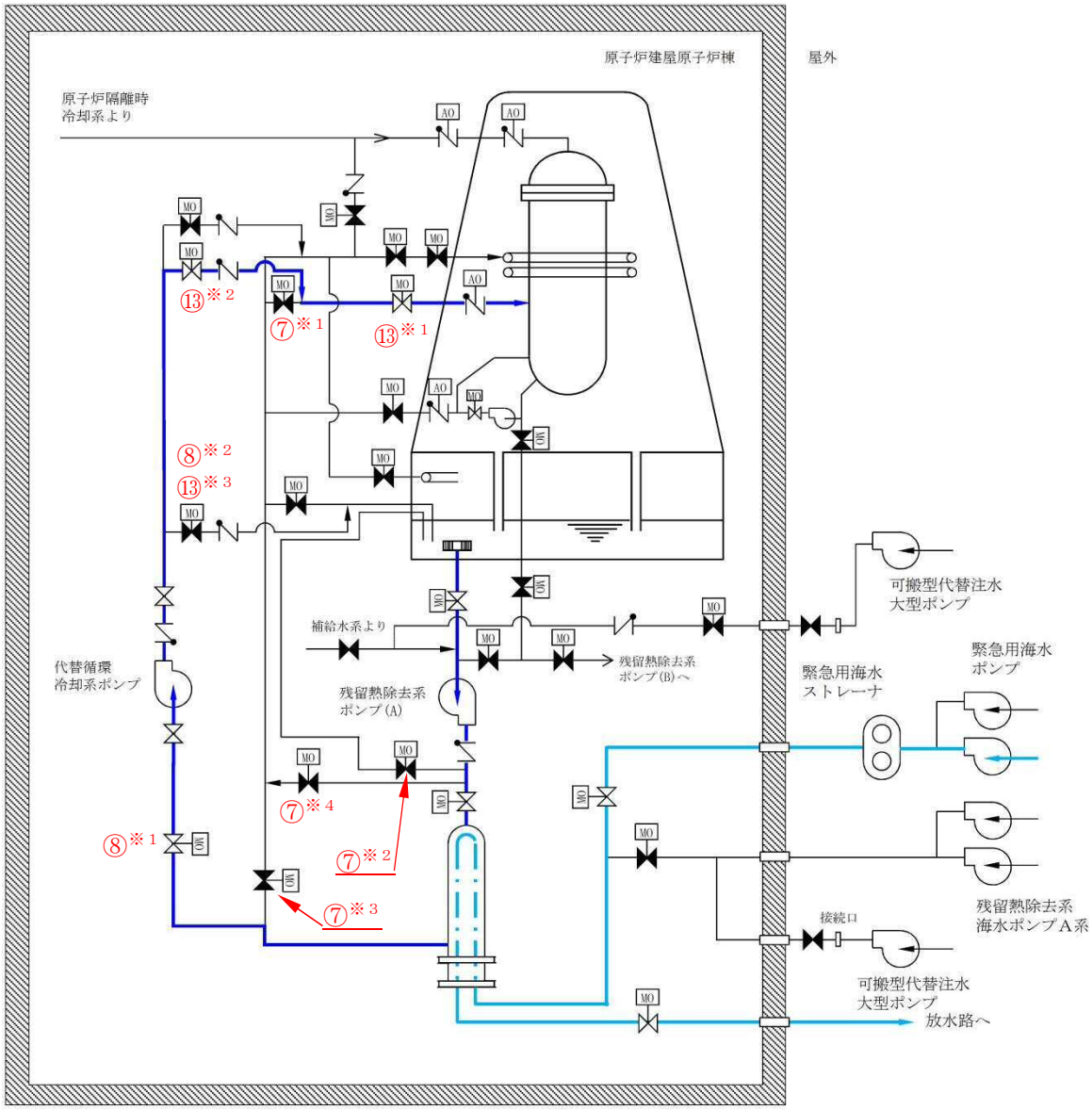
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑩a※1，b※1	原子炉注水弁	⑩a※3，b※3，㉒	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑩a※2	残留熱除去系注入弁（C）	⑯	西側接続口又は東側接続口の弁
⑩b※2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

記載例　○　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－15図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　概要図



第1.8－16図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑦※2	残留熱除去系（A）ミニフロー弁
⑦※3	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁
⑦※4	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁
⑧※1	代替循環冷却系入口弁
⑧※2，⑬※3	代替循環冷却系テストライン弁
⑬※1	残留熱除去系注入弁（A）
⑬※2	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁

（凡例）

：ポンプ

AO：空気作動弁

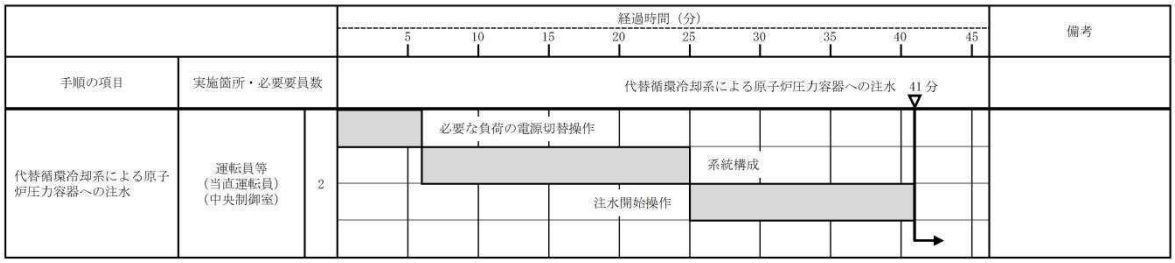
MO：電動弁

：逆止弁

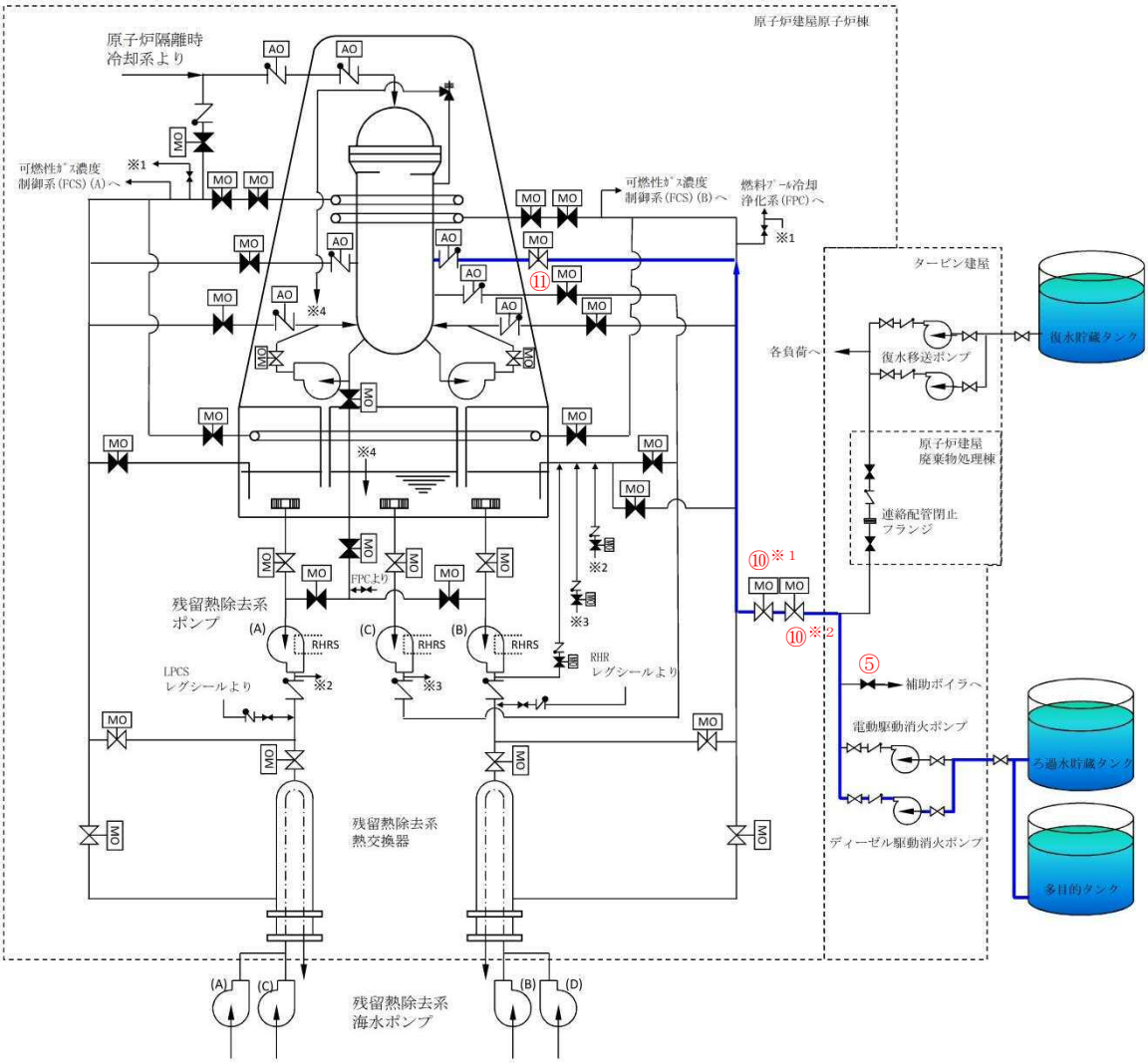
：手動弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－17図　代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水　概要図



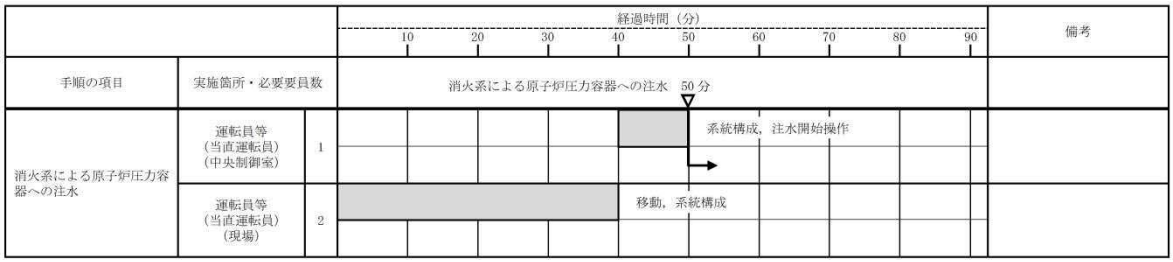
第1.8－18図　代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート



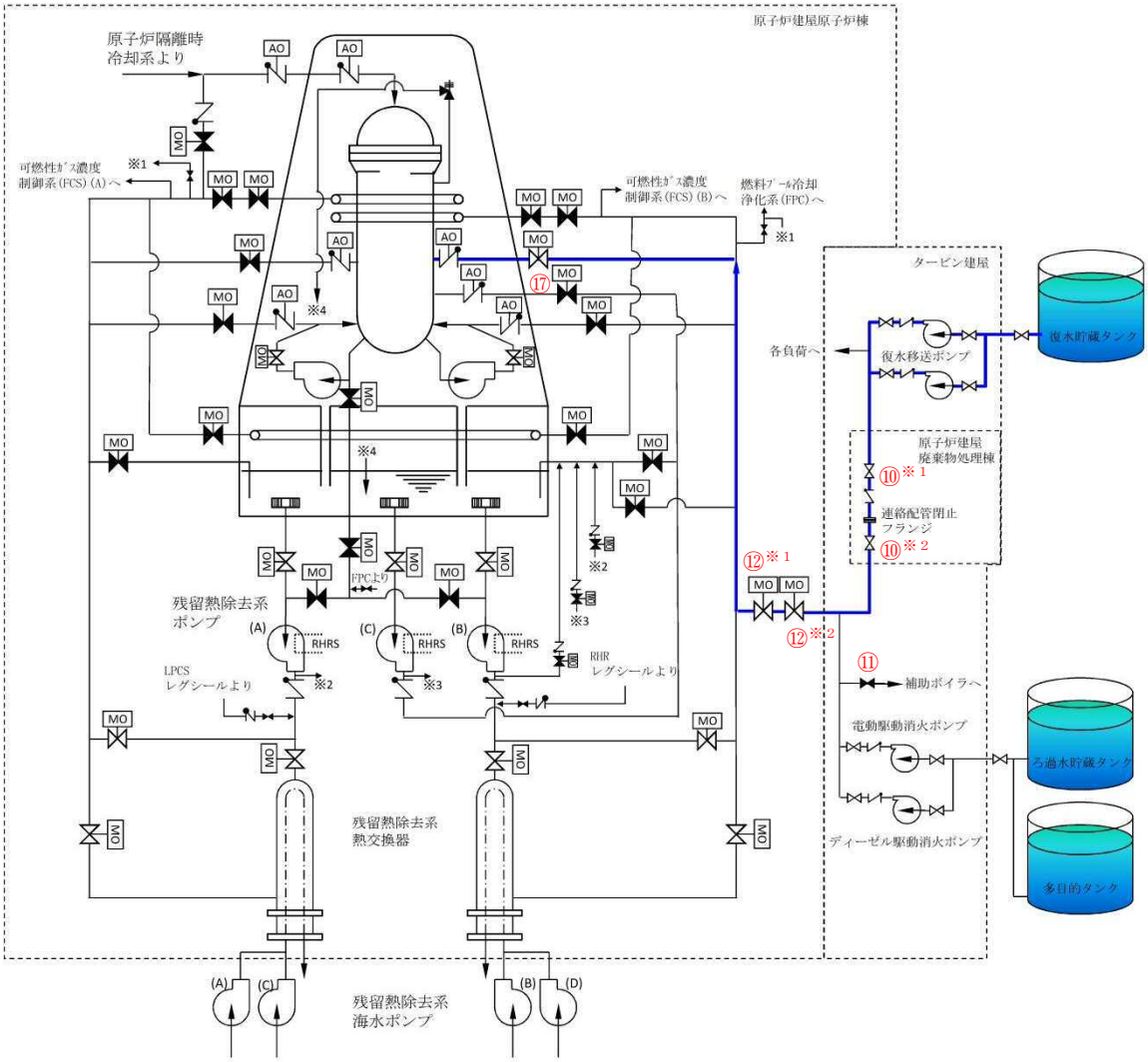
操作手順	弁名称
⑤	補助ボイラ冷却水元弁
⑩※1，※2	残留熱除去系（B）消火系ライン弁
⑪	残留熱除去系注入弁（B）

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－19図　消火系による原子炉圧力容器への注水　概要図



第1.8－20図　消火系による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート



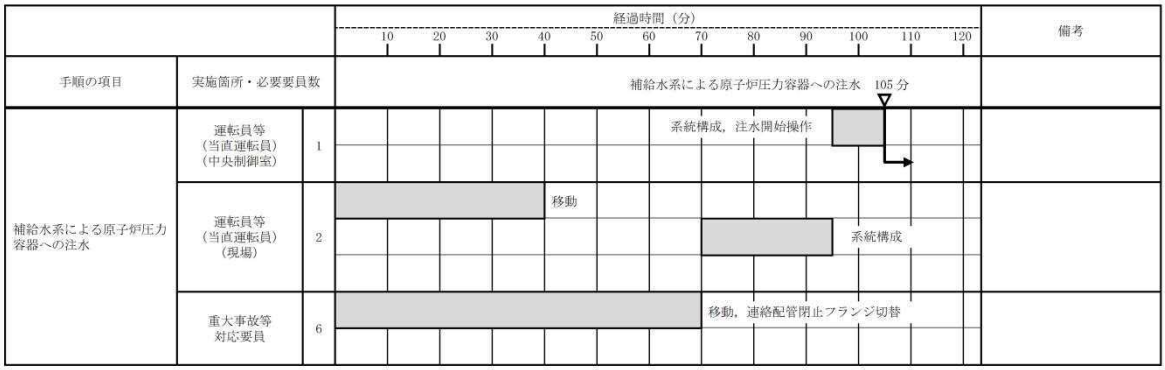
（凡例）

	：ポンプ
AO	：空気作動弁
MO	：電動弁
	：逆止弁
	：手動弁

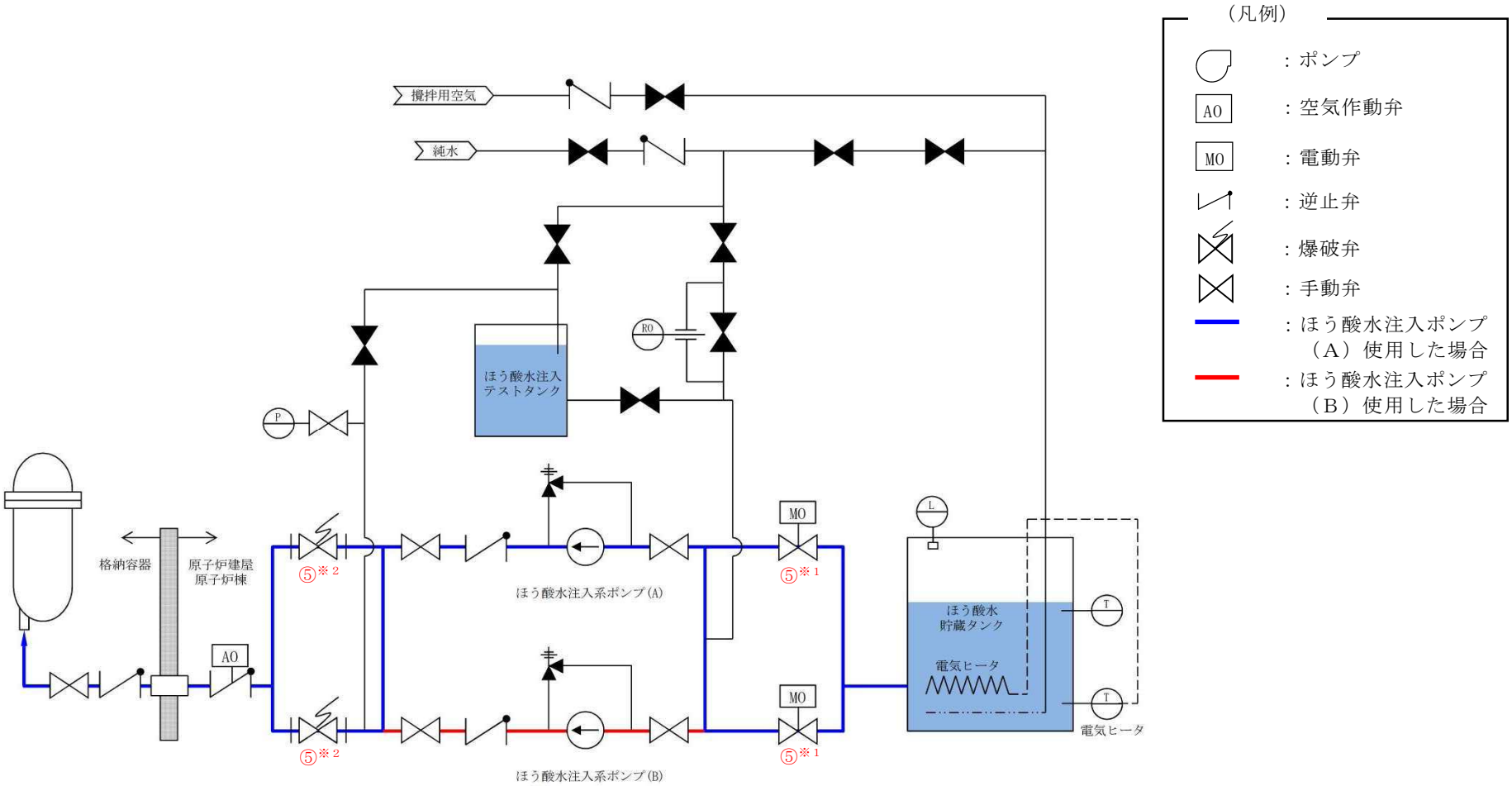
操作手順	弁名称
⑩※1，※2	補給水系－消火系連絡ライン止め弁
⑪	補助ボイラ冷却水元弁
⑫※1，※2	残留熱除去系（B）消火系ライン弁
⑰	残留熱除去系注入弁（B）

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－21図　補給水系による原子炉圧力容器への注水　概要図



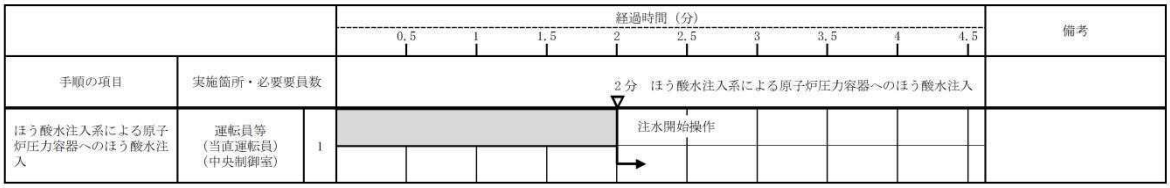
第1.8－22図　補給水系による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	ほう酸水貯蔵タンク出口弁
⑤※2	ほう酸水注入系爆破弁

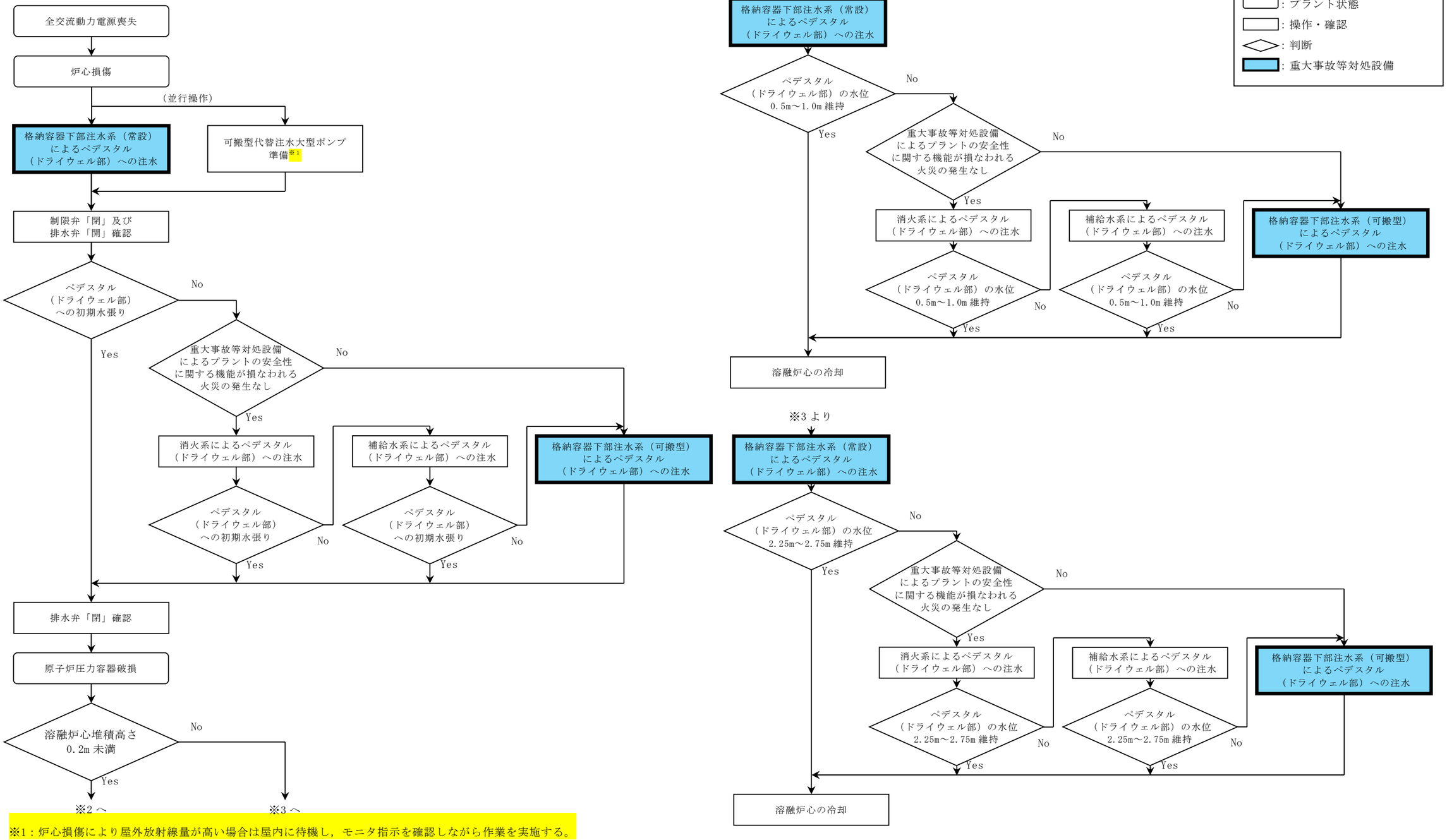
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.8－23 図　ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入　概要図



第 1.8－24 図　ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入　タイムチャート

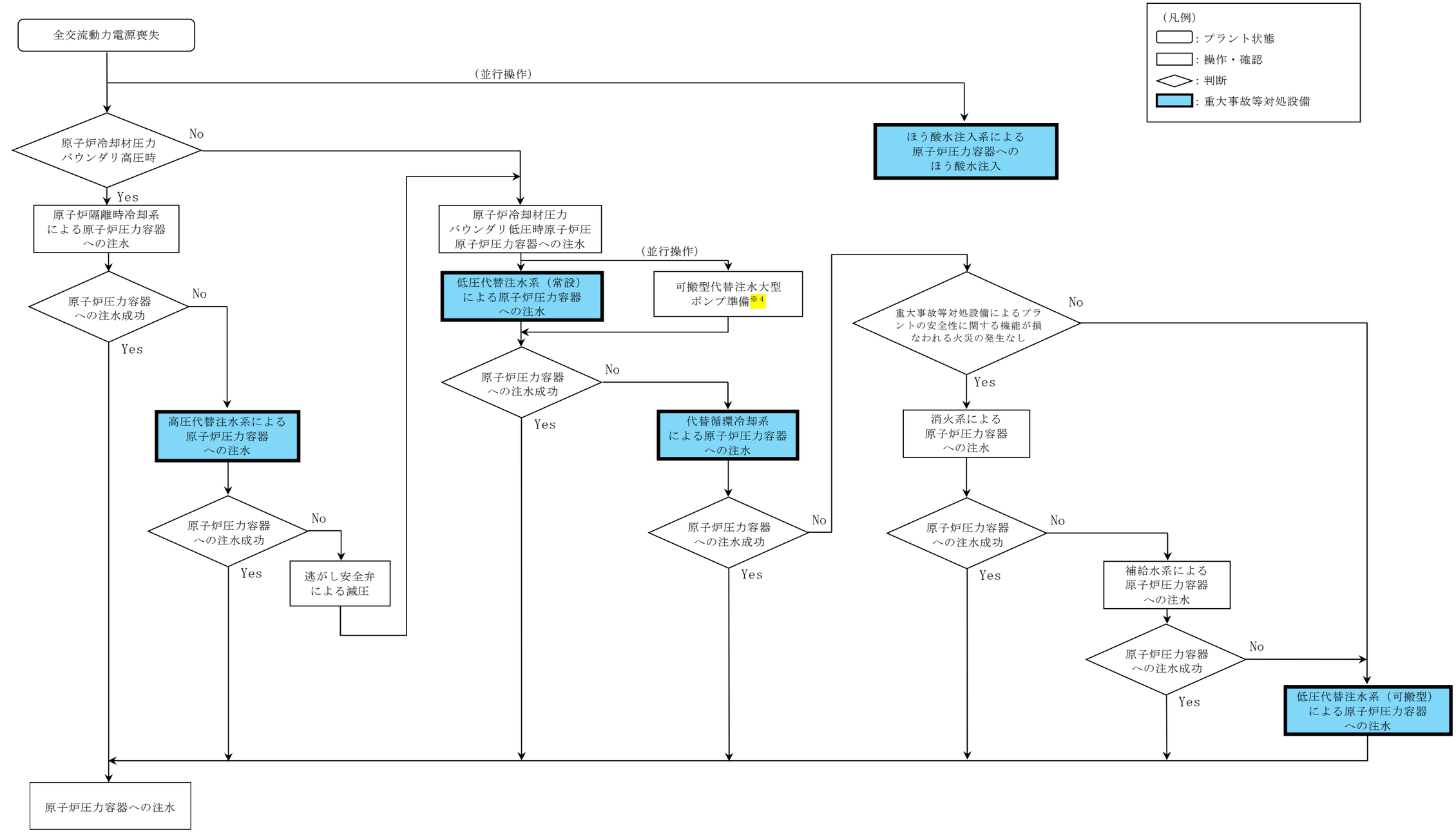
(1)　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却



※1：炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

第1.8－25図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／2）

(2)　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止



※4：炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

第1.8－25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（1／8）

技術的能力審査基準（1.8）	番号	設置許可基準規則（第 51 条）	技術基準規則（第 66 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	—	【解釈】 1 第 51 条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	【解釈】 1 第 66 条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	—
(1)原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 a)炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。	②	a)原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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。 ⅰ)原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）	a)原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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。 ⅰ)原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）	⑤
(2)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。	③	ⅱ)原子炉格納容器下部注水設備は、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。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）	ⅱ)原子炉格納容器下部注水設備は、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。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）	⑥
		b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／8）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	－	消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	低圧代替注水系配管・弁	新設				多目的タンク
	格納容器下部注水系配管・弁	新設				消火系配管・弁
	格納容器	既設				格納容器下部注水系配管・弁
	常設代替交流電源設備	新設				格納容器
	燃料補給設備	新設				常設代替交流電源設備
格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	－		可搬型代替交流電源設備
	代替淡水貯槽	新設				燃料補給設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設			補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	復水移送ポンプ
	格納容器下部注水系配管・弁	新設				補給水系配管・弁
	格納容器	既設				消火系配管・弁
	常設代替交流電源設備	新設				復水貯蔵タンク
	可搬型代替交流電源設備	新設				格納容器下部注水系配管・弁
	燃料補給設備	新設				格納容器
－	－	－	－	－		常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料補給設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／8）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ③ ④	－	－	－
	サプレッション・プール	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	所内常設直流電源設備	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	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（4／8）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	－	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ
	サプレッション・プール	既設				ろ過水貯蔵タンク
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設				多目的タンク
	主蒸気系配管・弁	既設				消火系配管・弁
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				残留熱除去系（B）配管・弁
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設				原子炉圧力容器
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				常設代替交流電源設備
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設				可搬型代替交流電源設備
	原子炉圧力容器	既設				燃料補給設備
	常設代替直流電源設備	新設			補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ
	常設代替交流電源設備	新設				復水貯蔵タンク
	可搬型代替交流電源設備	新設				補給水系配管・弁
	可搬型代替直流電源設備	新設				消火系配管・弁
	燃料補給設備	新設				残留熱除去系（B）配管・弁
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	－		原子炉圧力容器
	代替淡水貯槽	新設				常設代替交流電源設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設				可搬型代替交流電源設備
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				燃料補給設備
	原子炉圧力容器	既設			－	－
	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（5／8）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④	－	－	－
	代替淡水貯槽	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ③ ④	－	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水②	代替循環冷却系ポンプ
	サプレッション・プール	既設				サプレッション・プール
	代替循環冷却系配管・弁	新設				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	既設				残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	新設 既設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	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（6／8）

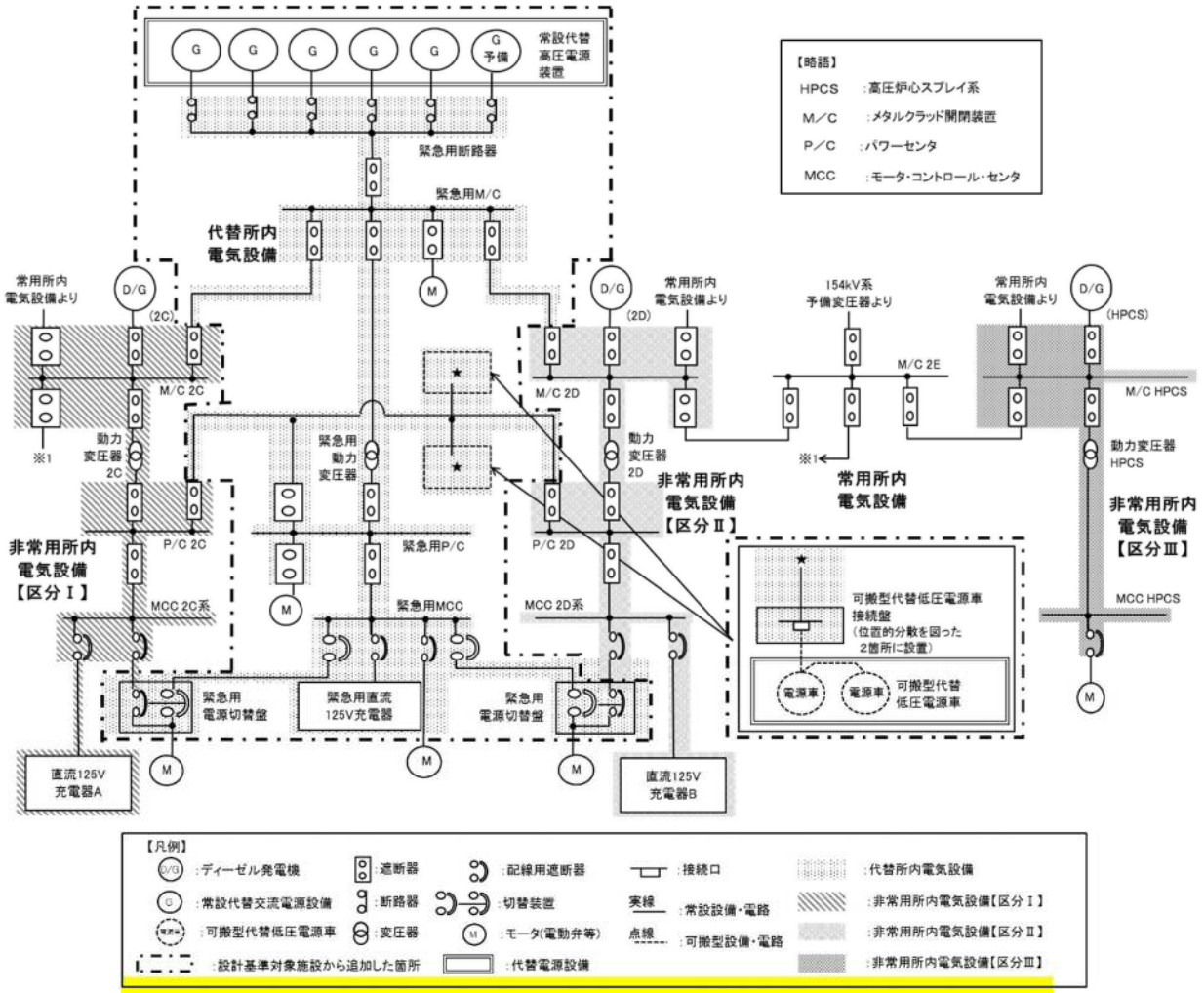
：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉圧力容器へのほう酸水注入 ほう酸水注入系による	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ③ ④	－	－	－
	ほう酸水貯蔵タンク	既設				
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				

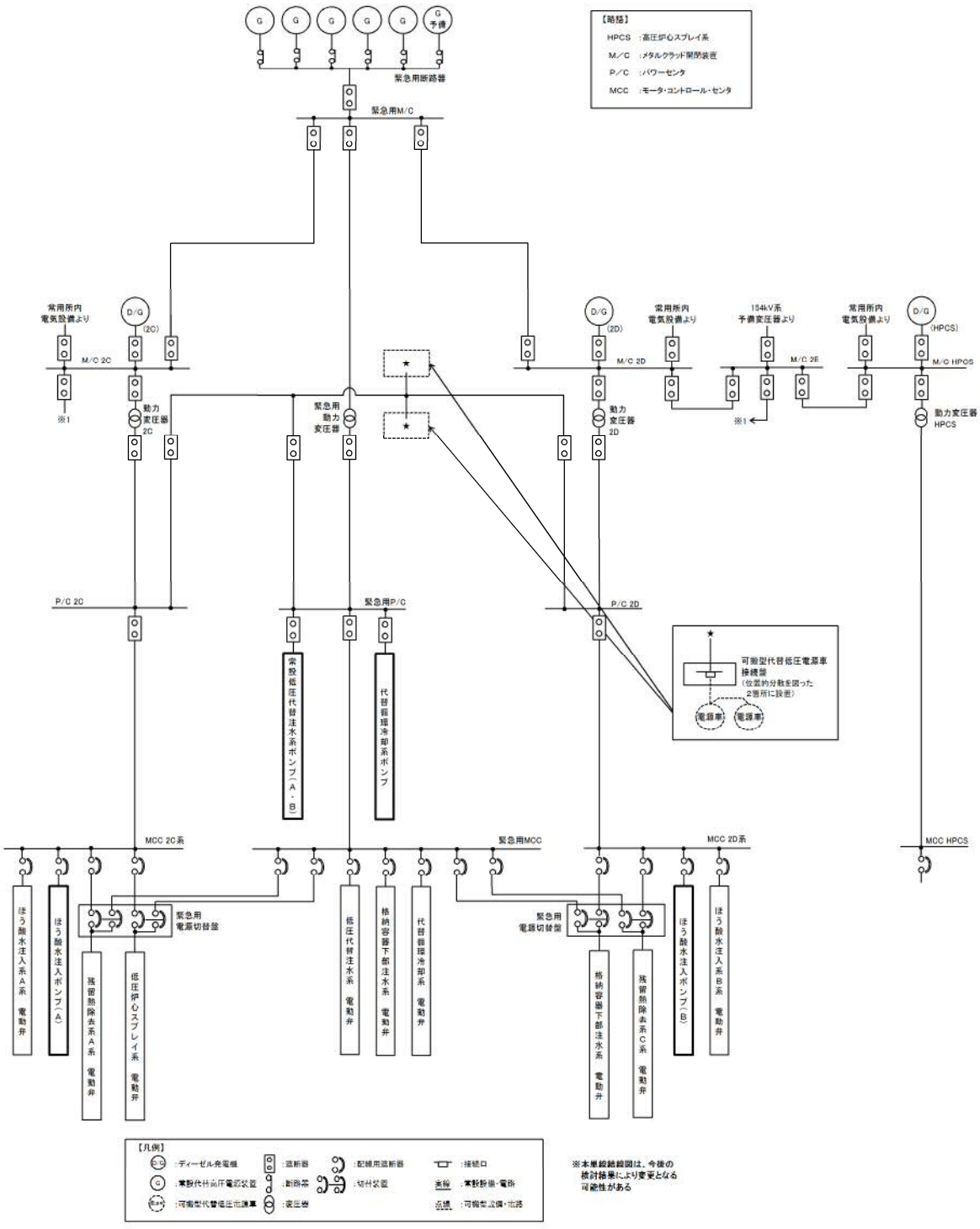
技術的能力審査基準（1.8）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器の破損を防止するため，溶融し，格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として，常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによるペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。
【解釈】 1　「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	－
（１）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 ａ）炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器の破損を防止する手段として，格納容器下部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ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／8）

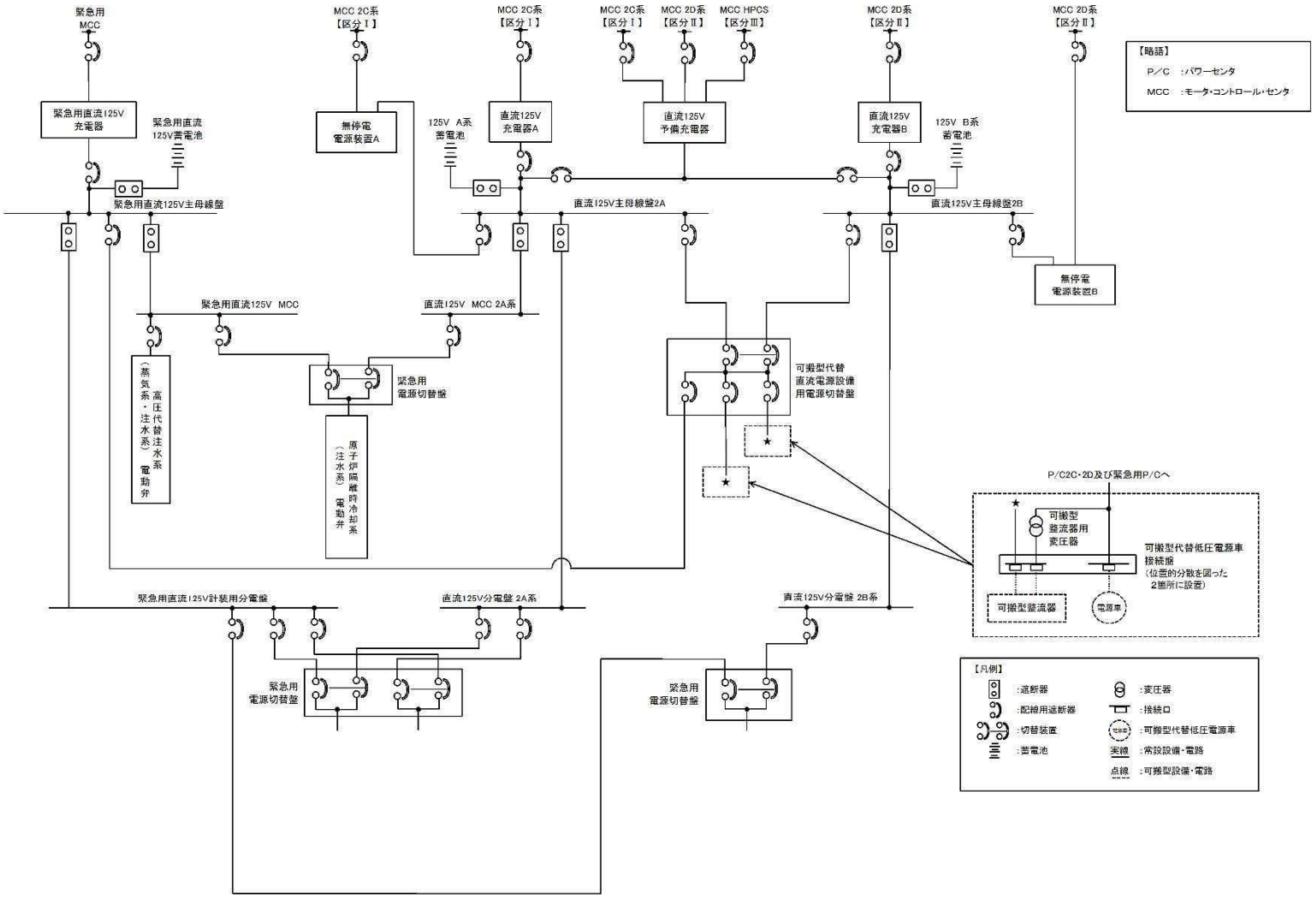
技術的能力審査基準（1.8）	適合方針
（２）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 ａ）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として，原子炉隔離時冷却系ポンプ，常設高圧代替注水系ポンプ，常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及びほう酸水注入ポンプによる原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。



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）



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．格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（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

格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）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，取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確保した後，可搬型代替注水大型ポンプによりペデスタル（ドライウェル部）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

可搬型代替注水大型ポンプによる送水として，最長時間を要する淡水貯水池から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（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

（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）を着用して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

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

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

可搬型代替注水大型ポンプ

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）

放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

2.　消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(1)　系統構成

ａ．操作概要

消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が必要な状況において，タービン建屋地上1階まで移動するとともに，系統構成を実施し，ディーゼル駆動消火ポンプによりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。

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

消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水おける，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（当直運転員）2名）

所要時間目安：40分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

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）を着用して作業を行う。

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
（⑦補助ボイラ冷却水元弁）

3．補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(1)　系統構成

ａ．操作概要

補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が必要な状況において，原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階まで移動するとともに，系統構成を実施し，復水移送ポンプによりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水における，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（当直運転員）2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階：16分以内（操作対象：2弁）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

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）を着用して作業を行う。

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。

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
（⑫補給水系－消火系連絡ライン止め弁）

系統構成
（⑬補助ボイラ冷却水元弁）

4. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

(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

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確保した後，可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

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

可搬型代替注水大型ポンプによる送水として，最長時間を要する淡水貯水池から残留熱除去系（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（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

（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）を着用して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

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

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

可搬型代替注水大型ポンプ

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）

放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

5. 消火系による原子炉圧力容器への注水

(1) 系統構成

a．操作概要

消火系による圧力容器への注水が必要な状況において，タービン建屋地上1階まで移動するとともに，系統構成を実施し，ディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

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圧力容器への注水における，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（当直運転員）2名）

所要時間目安：40分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

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）を着用して作業を行う。

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
（⑤補助ボイラ冷却水元弁）

6. 補給水系による原子炉圧力容器への注水

(1) 系統構成

a．操作概要

補給水系による原子炉圧力容器への注水が必要な状況において，原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階まで移動するとともに，系統構成を実施し，復水移送ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

b．作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階（管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

補給水系による原子炉圧力容器への注水における，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（当直運転員）2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階：16分以内（操作対象：2弁）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

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）を着用して作業を行う。

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
（⑩補給水系－消火系連絡ライン止め弁）

系統構成
（⑪補助ボイラ冷却水元弁）