1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

＜　目　次　＞

1.7.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a)　代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(b)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(c)　サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．手順等

1.7.2　重大事故等時の手順

1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

(1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順

ａ．代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

ｂ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

ｃ．サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入

(2)　全交流動力電源喪失時の対応手順

ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

1.7.2.2　その他の手順項目について考慮する手順

1.7.2.3　重大事故等時の対応手段の選択

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

1　「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１）原子炉格納容器の過圧破損の防止

ａ）炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

ｂ）格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

（２）悪影響防止

ａ）格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。

（３）現場操作等

ａ）格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開

閉操作ができること。

b）炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

c）隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。

（4）放射線防護

a）使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対処設備を整備する。ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.7.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

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

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

なお，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.7－1表に整理する。

ａ．原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a)　代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

なお，代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策

として，可搬型代替注水大型ポンプを使用した外部注水により系統水を入れ替えることでフラッシングが可能である。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

・代替循環冷却系ポンプ

・残留熱除去系熱交換器

・残留熱除去系海水系ポンプ

・残留熱除去系海水系ストレーナ

・緊急用海水ポンプ

・緊急用海水系ストレーナ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・サプレッション・チェンバ

・代替淡水貯槽

・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ

・代替循環冷却系配管・弁

・ホース

・原子炉圧力容器

・原子炉格納容器

・常設代替交流電源設備

・燃料給油設備

(b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

ⅰ) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器

内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

・フィルタ装置

・圧力開放板

・移送ポンプ

・遠隔人力操作機構

・第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

・第二弁操作室差圧計

・可搬型窒素供給装置

・フィルタ装置遮蔽

・配管遮蔽

・第二弁操作室遮蔽

・第一弁（Ｓ／Ｃ側）

・第一弁（Ｄ／Ｗ側）

・第二弁

・第二弁バイパス弁

・不活性ガス系配管・弁

・耐圧強化ベント系配管・弁

・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

・第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）

・窒素供給配管・弁

・移送配管・弁

・補給水配管・弁

・原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む）

・真空破壊弁

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・代替淡水貯槽

・淡水タンク※2

・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

・燃料給油設備

※2　淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器圧力逃がし装置によるＳ／Ｃ側ベント

優先②：格納容器圧力逃がし装置によるＤ／Ｗ側ベント

なお，可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置への水の補給は，原則として西側淡水貯水設備又は淡水タンクの淡水を利用する。

また，可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置への水の補給は，原則として代替淡水貯槽又は淡水タンクの淡水を利用する。

ⅱ）　現場操作

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合，隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格

納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

放射線防護対策として，隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは二次格納施設外である原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟とする。さらに，格納容器圧力逃がし装置の第二弁及び第二弁バイパス弁の操作場所である第二弁操作室は，必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし，第二弁操作室空気ボンベユニットにて正圧化することにより，外気の流入を一定時間遮断することで，格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。

格納容器圧力逃がし装置の現場操作で使用する設備は以下のとおり。

・遠隔人力操作機構

・第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

・第二弁操作室差圧計

・第二弁操作室遮蔽

・第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）

ⅲ） 不活性ガス（窒素）による系統内の置換

排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）で置換する手段がある。

不活性ガス（窒素）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型窒素供給装置

・不活性ガス系配管・弁

・耐圧強化ベント系配管・弁

・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

・フィルタ装置

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅳ） 原子炉格納容器負圧破損の防止

格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを行う場合は，原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給する手段がある。また，原子炉格納容器内の圧力を監視し，サプレッション・チェンバ圧力指示値が13.7kPa［gage］に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を定めている。なお，格納容器スプレイについては，「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。

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

・可搬型窒素供給装置

・不活性ガス系配管・弁

・耐圧強化ベント系配管・弁

・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

・原子炉格納容器

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

(c)　サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入

格納容器圧力逃がし装置を使用する際，サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入によりサプレッション・プール水が酸性化することを防止し，サプレッション・プール水中によう素を保持することで，よう素の放出量を低減する手段がある。

サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。

・薬液タンク

・蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベ

・サプレッション・プール水ｐＨ制御装置配管・弁

・残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ

・サプレッション・チェンバ

・常設代替直流電源設備

・可搬型代替直流電源設備

・燃料給油設備

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち，代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水系ポンプ，残留熱除去系海水系ストレーナ，緊急用海水ポンプ，緊急用海水系ストレーナ，可搬型代替注水大型ポンプ，サプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽，残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ，代替循環冷却系配管・弁，ホース，原子炉圧力容器，原子炉格納容器，常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち，フィルタ装置，圧力開放板，移送ポンプ，遠隔

人力操作機構，第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ），第二弁操作室差圧計，可搬型窒素供給装置，フィルタ装置遮蔽，配管遮蔽，第二弁操作室遮蔽，第一弁（Ｓ／Ｃ側），第一弁（Ｄ／Ｗ側），第二弁，第二弁バイパス弁，不活性ガス系配管・弁，耐圧強化ベント系配管・弁，格納容器圧力逃がし装置配管・弁，第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁），窒素供給配管・弁，移送配管・弁，補給水配管・弁，原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む），真空破壊弁，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽，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及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

現場操作で使用する設備のうち，遠隔人力操作機構，第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ），第二弁操作室差圧計，第二弁操作室遮蔽及び第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）は重大事故等対処設備として位置付ける。

不活性ガス（窒素）による系統内の置換で使用する設備のうち，可搬型窒素供給装置，不活性ガス系配管・弁，耐圧強化ベント系配管・弁，格納容器圧力逃がし装置配管・弁，フィルタ装置，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

原子炉格納容器負圧破損の防止で使用する設備のうち，可搬型窒素供給装置，不活性ガス系配管・弁，耐圧強化ベント系配管・弁，格納容器圧力逃がし装置配管・弁，原子炉格納容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

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

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

・可搬型代替注水大型ポンプ，ホース

敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり，使用できない場合があるが，可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば，原子炉格納容器内の減圧及び除熱する手段として有効である。

・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

なお，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生している場合は，消火系の水源である多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク及び原水タンクは使用できない。

・サプレッション・プール水ｐＨ制御装置

重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており，サプレッション・プール水ｐＨ制御装置によりサプレッション・チェンバに薬液を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出

量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

b．手順等

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

これらの手順は，運転員等※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）」，「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.7－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.7－2表，第1.7－3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。

1.7.2　重大事故等時の手順

1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

(1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順

a．代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系の復旧に見込みがなく※2原子炉格納容器内の減圧及び除熱が困難な状況で，以下の条件が全て成立した場合。

・代替循環冷却系が使用可能※3であること。

・残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系

のいずれかによる冷却水供給が可能であること。

・原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%以下であること。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に故障が発生した場合，又は駆動に必要な電源若しくは冷却水が確保できない場合。

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

(b)　操作手順

代替循環冷却系Ａ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり（代替循環冷却系Ｂ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順も同様。）。

手順の対応フローを第1.7－1図に，概要図を第1.7－3図に，タイムチャートを第1.7－4図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系Ａ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系Ａ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な残留熱除去系Ａ系ミニフロー弁，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，残留熱除去系Ａ系注入弁及び残留熱除去系Ａ系Ｄ／Ｗスプレイ弁の電源切替え操作を実施するとともに，代替

循環冷却系Ａ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な電動弁の電源が確保されたことを状態表示にて確認する。また，ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。

③運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ａ系注水配管分離弁，残留熱除去系Ａ系ミニフロー弁，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）バイパス弁の全閉操作を実施する。

④運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプ（Ａ）入口弁及び代替循環冷却系Ａ系テスト弁の全開操作を実施する。

⑤運転員等は，発電長に代替循環冷却系Ａ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の系統構成が完了したことを報告する。

⑥発電長は，運転員等に代替循環冷却系ポンプ（Ａ）の起動を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプ（Ａ）を起動し，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑧ａ原子炉圧力容器への注水（100m^3／h）及び原子炉格納容器へのスプレイ（150m^3／h）を実施する場合（⑧ａ～⑫ａ）※4

発電長は，運転員等に代替循環冷却系Ａ系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。

⑨ａ運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ａ系注入弁の全開操作を実施後，代替循環冷却系Ａ系注入弁を開にし，代替循環冷却系Ａ系テスト弁の全閉操作を実施する。

⑩ａ運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ａ系Ｄ／Ｗスプレイ

弁の全開操作を実施後，代替循環冷却系Ａ系格納容器スプレイ弁を開とする。

⑪ａ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指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。あわせて，原子炉格納容器内へのスプレイ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，原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し，発電長に報告する。

⑫ａ発電長は，原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し，代替循環冷却系Ａ系注入弁及び代替循環冷却系Ａ系格納容器スプレイ弁にて適宜，原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員等に指示する。また，状況により代替循環冷却系Ａ系注入弁及び代替循環冷却系Ａ系格納容器スプレイ弁を全閉，代替循環冷却系Ａ系テスト弁を全開とすることで，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイからサプレッション・プールの除熱へ切り替える。

※4：炉心損傷前における代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順は同様。

⑧ｂ原子炉格納容器へのスプレイ（250m^3／h）を実施する場合（⑧ｂ～⑪ｂ）

発電長は，運転員等に代替循環冷却系Ａ系による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。

⑨ｂ運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ａ系Ｄ／Ｗスプレイ弁の全開操作を実施後，代替循環冷却系Ａ系格納容器スプレイ弁を開とする。

⑩ᵇ運転員等は中央制御室にて，原子炉格納容器内へのスプレイ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，原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し，発電長に報告する。

⑪ᵇ発電長は，原子炉格納容器内の圧力を継続監視し，代替循環冷却系Ａ系格納容器スプレイ弁にて適宜，原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員等に指示する。

また，状況により代替循環冷却系Ａ系注入弁及び代替循環冷却系Ａ系格納容器スプレイ弁を全閉，代替循環冷却系Ａ系テスト弁を全開とすることで，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイからサプレッション・プールの除熱へ切り替える。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施し，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格納容器内の減圧及び除熱開始まで41分以内で可能である。

なお，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内※5

※5：代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの現場操作は，重大事故等対応要員８名にて実施した場合の所要時間を示す。

ｂ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合，及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は，サプレッション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため，サプレッション・プール水位が上昇するが，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達した場合は，サプレッション・チェンバの格納容器ベント排気ラインの水没を防止するために原子炉格納容器内へのスプレイを停止し，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また，原子炉格納容器内でジルコニウムー水反応により発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから，原子炉建屋原子炉棟 6 階天井付近の水素濃度，原子炉建屋原子炉棟 2 階及び原子炉建屋原子炉棟地下 1 階のハッチ等の貫通部付近の水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度の監視を行い，原子炉建屋原子炉棟内において異常な水素の漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素を排出することで，原子炉建屋原子炉棟への水素の漏えいを防止する。

なお，格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は，プルームの影響による被ばくを低減させるため，中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機し，プラントパラメータを中央制御室待避室内のデータ表示装置（待避室）により継続して監視する。

格納容器ベント実施中において，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合，並び

に原子炉格納容器内の圧力310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は第一弁を全閉し，格納容器ベントを停止することを基本として，その他の要因を考慮した上で総合的に判断し，適切に対応する。なお，フィルタ装置出口弁については，第一弁を全閉後，原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等，より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.5mに到達した場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：発電用原子炉の冷却ができない場合，又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は，速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

ⅱ）　操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7－1図及び第1.7－2図に，概要図を第1.7－5図に，タイムチャートを第1.7－7図

に示す。

【Ｓ／Ｃ側ベントの場合（Ｄ／Ｗ側ベントの場合，手順⑨以外は同様。）】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。

②災害対策本部長代理は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備のため，第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し，発電長に報告する。

③発電長は，格納容器圧力逃がし装置によるＳ／Ｃ側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員等に指示する（Ｓ／Ｃ側からの格納容器ベントができない場合は，Ｄ／Ｗ側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する。）。

④発電長は，災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。

⑤運転員等は中央制御室にて，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源切替え操作を実施する。

⑥運転員等は中央制御室にて，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと，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て確認する。

⑦運転員等は，格納容器ベント前の確認として，不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は，中央制御室にて，不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。

⑧運転員等は中央制御室にて，格納容器ベント前の系統構成とし

て，耐圧強化ベント系一次隔離弁，原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁，換気空調系一次隔離弁，耐圧強化ベント系二次隔離弁，原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。

⑨[a] Ｓ／Ｃ側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて，第一弁（Ｓ／Ｃ側）の全開操作を実施する。

⑨[b] Ｄ／Ｗ側ベントの場合

第一弁（Ｓ／Ｃ側）が開操作できない場合は，運転員等は中央制御室にて，第一弁（Ｄ／Ｗ側）の全開操作を実施する。

⑩運転員等は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を発電長に報告する。

⑪発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑫発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を災害対策本部長代理に報告する。

⑬発電長は，以下のいずれかの条件に到達したことを確認し，運転員等に格納容器ベント開始を指示する。

・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達した場合。

・原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol％に到達した場合。

⑭運転員等は中央制御室にて，第二弁の全開操作を実施し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。なお，第二弁の開操作ができない場合は，第二弁バイパス弁の全開操

作を実施し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。

⑮運転員等は中央制御室にて，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力指示値の低下，並びにフィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認するとともに，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し，発電長に報告する。また，発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑯運転員等は，格納容器ベント開始後，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合，並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより，第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）の全閉操作を実施し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止する。

ⅲ） 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

・中央制御室からの第一弁（Ｓ／Ｃ側）操作の場合

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施

した場合，5分以内で可能である。

・中央制御室からの第一弁（Ｄ／Ｗ側）操作の場合

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，5分以内で可能である。

第二弁操作室正圧化基準到達から第二弁操作室の正圧化開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

・第二弁操作室空気ボンベユニットによる第二弁操作室の正圧化

現場対応を重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合，4分以内で可能である。

格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

・中央制御室からの第二弁操作の場合

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，2分以内で可能である。

【Ｓ／Ｃ側ベントの場合】

サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.5mに到達後，第一弁（Ｓ／Ｃ側）操作を中央制御室にて実施した場合，5分以内で可能である。また，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達後，第二弁操作を中央制御室にて実施した場合，2分以内で可能である。

【Ｄ／Ｗ側ベントの場合】

サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.5m に到達後，第一弁（Ｄ／Ｗ側）操作を中央制御室にて実施した場合，5分以内で可能である。また，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5m に到達後，第二弁操作を中央制御室にて実施

した場合，2 分以内で可能である。

(b)　第二弁操作室の正圧化

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に，第二弁操作室を第二弁操作室空気ボンベユニットにより加圧し，第二弁操作室の居住性を確保する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.5mに到達した場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：発電用原子炉の冷却ができない場合，又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は，速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

ⅱ）　操作手順

第二弁操作室の正圧化手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7－1 図に，概要図を第 1.7－6 図に，タイムチャートを第 1.7－7 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に第二弁操作室の正圧化準備を指示する。

②重大事故等対応要員は第二弁操作室にて，第二弁操作室空気ボンベユニット空気ボンベ集合弁及び第二弁操作室空気ボンベユニット空気供給出口弁を全開とし，第二弁操作室の正圧化準備

が完了したことを発電長に報告する。

③発電長は，サプレッション・プール水位指示値が第二弁操作室の正圧化基準である通常水位＋6.4m※3に到達したことを確認し，重大事故等対応要員に第二弁操作室の正圧化の開始を指示する。

④重大事故等対応要員は第二弁操作室にて，第二弁操作室空気ボンベユニット空気供給流量調整弁により規定流量に調整し，第二弁操作室の正圧化を開始する。

⑤重大事故等対応要員は，第二弁操作室内外の差圧指示値により第二弁操作室内の正圧化開始を確認し，発電長に報告する。なお，必要により第二弁操作室空気ボンベユニット空気供給流量調整弁を調整する。

※3：格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に，速やかに第二弁操作室の加圧を行えるように設定。なお，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.4m から＋6.5m に到達するまで評価上約 20 分である。

iii） 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合，作業開始を判断してから第二弁操作室空気ボンベユニットによる第二弁操作室の正圧化準備完了まで50分以内で可能である。

第二弁操作室の正圧化基準到達から第二弁操作室内の正圧化開始まで4分以内で可能である。このうち，第二弁操作室空気ボンベユニットの第二弁操作室空気供給差圧調整弁の操作から正圧に達するまで1分以内である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照

明及び通信連絡設備を整備する。

(c) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2,530mm を下回り下限水位である 1,325mm に到達する前に，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽又は淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合。

ⅱ） 操作手順

フィルタ装置スクラビング水補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.7－8 図に，タイムチャートを第 1.7－9 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水補給の準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等にフィルタ装置スクラビング水補給の準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，フィルタ装置スクラビング水補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を発電長に報告する。

⑤発電長は，フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を災害対策本部長代理に報告する。

⑥重大事故等対応要員は，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型

ポンプの配備及びホースを接続し，フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を災害対策本部長代理に報告する。

⑦災害対策本部長代理は，フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を依頼する。

⑨災害対策本部長代理は，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を重大事故等対応要員に指示する。

⑩重大事故等対応要員は，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁の全開操作を実施し，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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代理に報告する。

⑪災害対策本部長代理は，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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発電長に報告する。

⑫運転員等は中央制御室にて，フィルタ装置スクラビング水補給が開始されたことをフィルタ装置水位指示値の上昇により確認した後，待機時水位下限である2,530mm以上まで補給されたことを確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水

補給の停止を依頼する。

⑭災害対策本部長代理は，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの停止を重大事故等対応要員に指示する。

⑮重大事故等対応要員は格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にて，フィルタベント装置補給水ライン元弁を全閉とした後，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを停止し，災害対策本部長代理に報告する。

⑯災害対策本部長代理は，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を停止したことを発電長に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】（水源：代替淡水貯槽）

・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，180 分以内で可能である。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】（水源：淡水タンク）

・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，165 分以内で可能である。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は，フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 7 日間は補給操作が不

要となる水量を保有していることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているとともに，格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び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。

(d)　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制，及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

格納容器ベント停止可能※1と判断した場合。

※1：残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合，並びに原子炉格納容器内の圧力が310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。

ⅱ） 操作手順

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7－2図に，概要図を第1.7－10図に，タイムチャートを第1.7－11図に示す。

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

②災害対策本部長代理は，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入をするための接続口を発電長に報告する。なお，格納容器窒素供給ライン接続口は，接続口蓋開放作業を必要としない格納容器窒素供給ライン東側接続口を優先する。

③災害対策本部長代理は，可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置をＳ／Ｃ側用に1台，Ｄ／Ｗ側用に1台の準備及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車1台の準備を重大事故等対応要員に指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を原子炉建屋東側屋外に配備した後，可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車にケーブルを接続するとともに，窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。また，可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は，接続口の蓋を開放した後，窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）内への不活性ガス（窒素）注入

をするための準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑥災害対策本部長代理は，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）内への不活性ガス（窒素）注入の開始を発電長に報告する。

⑦災害対策本部長代理は，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）内への不活性ガス（窒素）注入の開始を重大事故等対応要員に指示する。

⑧重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）の全開操作を実施し，原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを，災害対策本部長代理に報告する。

⑨災害対策本部長代理は，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを発電長に報告する。

⑩発電長は，運転員等に第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）全閉による格納容器ベント停止を指示する。

⑪運転員等は，第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）の全閉操作を実施し，格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。

⑫発電長は，運転員等に残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始を指示する。また，原子炉格納容器内の圧力を310kPa［gage］（1Pd）～13.7kPa［gage］の間で制御※2するように指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を開始した後，原子炉格納容器

内の圧力を310kPa［gage］（1Pd）～13.7kPa［gage］の間で制御する。

⑭運転員等は中央制御室にて，原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入により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310kPa［gage］（1Pd）に到達したことを確認し，原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入が完了したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため，運転員等に第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）の全開操作を指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて，第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）の全開操作を実施し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを発電長に報告する。

⑰発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑱発電長は，可燃性ガス濃度制御系が起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力が低下したことを確認し，運転員等に可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を実施し，発電長に報告する。

⑳発電長は，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を災害対策本部長代理に依頼する。

㉑災害対策本部長代理は，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を重大事故等対応要員に指示する。

㉒重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）の全閉操作を実施し，原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を停止した後，災害対策本部長代理に報告する。

㉓災害対策本部長代理は，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を発電長に報告する。

㉔発電長は，運転員等に第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）全閉による格納容器ベント停止を指示する。

㉕運転員等は中央制御室にて，第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）の全閉操作を実施し，格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。

※2：原子炉格納容器内の圧力が245kPa［gage］（0.8Pd）又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達で原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作において，作業開始を判断してから原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合】

・現場対応を重大事故等対応要員 6 名にて実施した場合，135 分

以内で可能である。

【格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合】

・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合，115分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように，可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。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。

(e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベントを実施した際には，原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を経由して大気へ放出されることから，フィルタ装置内での水素爆発を防止するため，可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合。

ⅱ） 操作手順

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7－2図に，概要図を第1.7－12図に，タイムチャートを第1.7－13図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。

②災害対策本部長代理は，可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備開始を重大事故等対応要員に指示する。

③重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側屋外へ可搬型窒素供給装置を配備し，接続口の蓋を開放した後，窒素供給用ホースを接続口へ取り付け，フィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。

④災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。

⑤重大事故等対応要員は原子炉建屋西側屋外にて，フィルタベント装置窒素供給ライン元弁の全開操作を実施し，フィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑥災害対策本部長代理は，可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等にフィルタ装置スクラビング水温度の確認を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃※1以下であることを確認し，発電長に報告する。

⑨発電長は，運転員等にフィルタ装置入口水素濃度計を起動するように指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，フィルタ装置入口水素濃度計を起動し，発電長に報告するとともに，フィルタ装置入口水素濃度指示値を監視する。

※1：可搬型窒素供給装置出口温度と同程度の温度とし，さらにフィルタ装置スクラビング水温度が上昇傾向にないことの確認により冷却が完了したと判断できる温度。

ⅲ） 操作の成立性

上記の現場対応を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フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換開始まで135分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように，可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。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。

(f) フィルタ装置スクラビング水移送

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため，フィルタ装置スクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送する。移送ポンプの電源は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車から受電可能である。

ⅰ） 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下において，フィルタ装置水位が規定値以上確保されている場合。

ⅱ） 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7－2図に，概要図を第1.7－14図に，タイムチャートを第1.7－15図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りの準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送の準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，フィルタ装置のスクラビング水移送に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，フィルタベント装置移送ライン止め弁を全開とする。

⑦運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて，フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁（Ｓ／Ｃ側）を全開とする。

⑧運転員等は，フィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成が完了したことを発電長に報告する。

⑨発電長は，運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，移送ポンプを起動した後，フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180㎜まで低下したこ

とを確認し，移送ポンプを停止する。

⑪運転員等は，フィルタ装置のスクラビング水移送が完了したことを発電長に報告する。

⑫発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。

⑬重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。

⑭災害対策本部長代理は，発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告する。

⑮災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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，フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁の全開操作を実施し，フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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代理に報告する。

⑰災害対策本部長代理は，発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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報告する。

⑱発電長は，運転員等にフィルタ装置水位を確認するように指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて，フィルタ装置水位指示値が待機時水位下限である2,530㎜以上まで水張りされたことを確認し，発電長に報告する。

⑳発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の停止を依頼する。

㉑災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの停止を指示する。

㉒重大事故等対応要員は，格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁を全閉とした後，フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを停止し，災害対策本部長代理に報告する。

㉓災害対策本部長代理は，発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水停止を報告する。

㉔発電長は，運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため，スクラビング水移送を指示する。

㉕運転員等は中央制御室にて，移送ポンプを起動した後，フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180㎜まで低下したことを確認し，移送ポンプを停止する。

㉖運転員等は，フィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄が完了したことを発電長に報告する。

㉗発電長は，運転員等にフィルタ装置入口水素濃度を確認するよ

うに指示する。

㉘運転員等は中央制御室にて，フィルタ装置入口水素濃度指示値が可燃限界未満であることを確認し，発電長に報告する。

㉙発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を依頼する。

㉚災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。

㉛重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて，フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を全閉とし，フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。

㉜重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。

㉝災害対策本部長代理は，発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。

㉞発電長は，運転員等にフィルタ装置出口弁を全閉とするように指示する。

㉟運転員等は格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にて，フィルタ装置出口弁を全閉とし，発電長に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作のうちフィルタ装置スクラビング水移送については，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フィルタ装置スクラビング水移送開始まで54分で可能である。

また，フィルタ装置水張りについては，フィルタ装置スクラビン

グ水移送完了からフィルタ装置水張り開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】（水源：代替淡水貯槽）

・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，180分以内で可能である。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】（水源：淡水タンク）

・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，165分以内で可能である。

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については，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，フィルタ装置水張り完了からフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄開始まで4分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び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。

ｃ．サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により，サプレッション・プール水が酸性化する。サプレッション・プール水が酸性化する

と，サプレッション・プール水に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり，その後に有機よう素となる。これにより格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性物質の放出量が増加することとなる。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減させるために，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）からサプレッション・チェンバ内に薬液（水酸化ナトリウム）を注入することで，サプレッション・プール水の酸性化を防止し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，サプレッション・プール水ｐＨ制御装置が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（薬液タンク）が確保されている場合。

(b)　操作手順

サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7－2図に，概要図を第1.7－16図に，タイムチャートを第1.7－17図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にサプレッシ

ョン・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入の開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入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て確認し，発電長に報告する。

③運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ａ系Ｓ／Ｃスプレイ弁及び残留熱除去系Ｂ系Ｓ／Ｃスプレイ弁の全閉を確認する。

④運転員等は中央制御室にて，弁駆動用窒素供給弁の全開操作を実施する。

⑤発電長は，運転員等にサプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入操作を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，圧送用窒素供給弁の全開操作を実施し，薬液タンク圧力の上昇を確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて，薬液注入窒素作動弁の全開操作を実施し，薬液注入が開始されたことを薬液タンク液位指示値の低下により確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて，規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク液位にて確認後，薬液注入窒素作動弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また，薬液注入を停止したことを発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからサプレッション・プール水ｐＨ制御のための薬液注入開始まで15分以内で可能である。

(2)　全交流動力電源喪失時の対応手順

ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現

場操作）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は，サプレッション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため，サプレッション・プール水位が上昇するが，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達した場合は，サプレッション・チェンバの格納容器ベント排気ラインの水没を防止するために原子炉格納容器内へのスプレイを停止し，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また，原子炉格納容器内でジルコニウムー水反応により発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから，原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度，原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋原子炉棟地下1階のハッチ等の貫通部付近の水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度の監視を行い，原子炉建屋原子炉棟内において異常な水素の漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素を排出することで，原子炉建屋原子炉棟への水素の漏えいを防止する。

第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）を中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は，遠隔人力操作機構による現場操作（二次格納施設外）を実施する。

第二弁及び第二弁バイパス弁を操作する第二弁操作室は，必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし，第二弁操作室空気ボンベユニットにて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断し，格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低

減する。また，格納容器ベントを実施した際のプルームの影響による被ばくを低減するため，中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機し，プラントパラメータを中央制御室待避室内のデータ表示装置（待避室）により継続して監視する。

格納容器ベント実施中において，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合，並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は，第一弁を閉し，格納容器ベントを停止することを基本として，その他の要因を考慮した上で総合的に判断し，適切に対応する。なお，フィルタ装置出口弁については，第一弁を全閉後，原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等，より安定的な状態になった場合に全閉する。

全交流動力電源喪失時は，現場手動にて系統構成を行う。

(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

（現場操作）

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，全交流動力電源喪失時の場合に残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合において，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.5mに到達した場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当の

ガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：発電用原子炉の冷却ができない場合，又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は，速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

ⅱ） 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7－1図及び第1.7－2図に，概要図を第1.7－18図に，タイムチャートを第1.7－19図に示す。

【Ｓ／Ｃ側ベントの場合（Ｄ／Ｗ側ベントの場合，手順⑦以外は同様。）】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。

②災害対策本部長代理は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備のため，第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し，発電長に報告する。

③発電長は，格納容器圧力逃がし装置によるＳ／Ｃ側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員等に指示する（Ｓ／Ｃ側からの格納容器ベントができない場合は，Ｄ／Ｗ側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する。）。

④発電長は，災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。

⑤運転員等は中央制御室にて，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，格納容器ベント前の系統構成として，原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁，原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁，換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。

⑦[a] Ｓ／Ｃ側ベントの場合

運転員等は原子炉建屋付属棟にて，第一弁（Ｓ／Ｃ側）を遠隔人力操作機構による操作で全開とする。

⑦[b] Ｄ／Ｗ側ベントの場合

第一弁（Ｓ／Ｃ側）が開できない場合は，運転員等は原子炉建屋付属棟にて，第一弁（Ｄ／Ｗ側）を遠隔人力操作機構による操作で全開とする。

⑧運転員等は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を発電長に報告する。

⑨発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を災害対策本部長代理に報告する。

⑩発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を災害対策本部長代理に報告する。

⑪発電長は，以下のいずれかの条件に到達したことを確認し，運転員等に格納容器ベント開始を指示する。

・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達した場合。

・原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol％に到達した場合。

⑫重大事故等対応要員は第二弁操作室にて，第二弁を遠隔人力操作機構にて全開とし，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。第二弁の開操作ができない場合は，第二弁バイパス弁を遠隔人力操作機構にて全開とし，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。

⑬運転員等は中央制御室にて，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力指示値の低下，並びにフィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認するとともに，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し，発電長に報告する。また，発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は中央制御室にて，格納容器ベント開始後，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合，並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより，格納容器ベント停止判断をする。

⑮運転員等は原子炉建屋付属棟にて，遠隔人力操作機構により第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）の全閉操作を実施する。

ⅲ） 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

・現場からの第一弁（Ｓ／Ｃ側）操作の場合

現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合，125分以内で可能である。

・現場からの第一弁（Ｄ／Ｗ側）操作の場合

現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

また，格納容器ベント準備開始を判断してから第二弁操作室までの移動は45分以内で可能である。

第二弁操作室正圧化基準到達から第二弁操作室の正圧化開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

・第二弁操作室空気ボンベユニットによる第二弁操作室の正圧化

現場対応を重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合，4分以内で可能である。

格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

・現場操作（第二弁）遠隔操作不可の場合

現場対応を重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合，30分以内で可能である。

【Ｓ／Ｃ側ベント】

サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.5mに到達後，第一弁（Ｓ／Ｃ側）操作を現場にて実施した場合，125分以内で可能である。また，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋

6.5mに到達後，第二弁操作を現場にて実施した場合，30分以内で可能である。（総要員数：運転員等3名，重大事故等対応要員3名，総所要時間：155分以内）

【Ｄ／Ｗ側ベント】

サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.5mに到達後，第一弁（Ｄ／Ｗ側）操作を現場にて実施した場合，140分以内で可能である。また，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達後，第二弁操作を現場にて実施した場合，30分以内で可能である。（総要員数：運転員等3名，重大事故等対応要員3名，総所要時間：170分以内）

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。室温は通常運転時と同程度である。

遠隔人力操作機構については，速やかに操作ができるように，汎用電動工具（電動ドライバ）を操作場所近傍に配備する。また，作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保しているが，ヘッドライト及びＬＥＤライトをバックアップとして携行する。

(b)　第二弁操作室の正圧化

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に，第二弁操作室を第二弁操作室空気ボンベユニットにより加圧し，第二弁操作室の居住性を確保する。

なお，操作手順については，「1.7.2.1(1)ｂ．(b)　第二弁操作室の正圧化」の操作手順と同様である。

(c)　フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置の水位が待機時水位下限である2,530mmを下回り下限水位である1,325mmに到達する前までに，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽又は淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

なお，操作手順については，「1.7.2.1(1)ｂ．(c)　フィルタ装置スクラビング水補給」の操作手順と同様である。

(d)　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制，及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。

なお，操作手順については，「1.7.2.1(1)ｂ．(d)　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換」の操作手順と同様である。

(e)　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベントを実施した際には，原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を経由して大気へ放出されることから，フィルタ装置内での水素爆発を防止するため，可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。

なお，操作手順については，「1.7.2.1(1)ｂ．(e)　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換」の操作手順と同様である。

(f)　フィルタ装置スクラビング水移送

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため，フィルタ装置スクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送する。移送ポンプの電源は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備とし

て使用する可搬型代替低圧電源車から受電可能である。

なお，操作手順については，「1.7.2.1(1)ｂ．(f)　フィルタ装置スクラビング水移送」の操作手順と同様である。

1.7.2.2　その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による代替循環冷却系ポンプ，移送ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車への燃料給油手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

残留熱除去系による減圧及び除熱手順については，「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

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。

西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口への可搬型代替注水中型ポンプ及び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。

原子炉建屋内の水素濃度監視手順については，「1.10　水素爆発による原子炉

建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順については，「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

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。

1.7.2.3　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7－20図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は，サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入を行うとともに，代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の冷却を実施しながら原子炉格納容器の圧力及び温度の監視を行う。

残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に優先し，内部水源である代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は，外部水源を使用した代替格納容器スプレイを実施する。外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が上昇し，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達した場合は，外部水源を使用した代替格納容器スプレイを停止し，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントは，弁の駆動電源がない場

合，現場での手動操作を行う。

なお，格納容器圧力逃がし装置を用いて，格納容器ベントを実施する際には，スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるＳ／Ｃを経由する経路を第一優先とする。Ｓ／Ｃ側ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は，Ｄ／Ｗを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は，残留熱除去系の復旧を行い，長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する際の系統の選択は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：代替循環冷却系Ａ系

優先②：代替循環冷却系Ｂ系

第1.7－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	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）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系による）	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ サプレッション・チェンバ 代替淡水貯槽※2 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 代替循環冷却系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 圧力開放板 移送ポンプ 遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 第二弁操作室差圧計 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 第二弁操作室遮蔽 第一弁（Ｓ／Ｃ側） 第一弁（Ｄ／Ｗ側） 第二弁 第二弁バイパス弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁） 窒素供給配管・弁 移送配管・弁 補給水配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む） 真空破壊弁 可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			淡水タンク※2	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	現場操作	遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 第二弁操作室差圧計 第二弁操作室遮蔽 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）	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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		不活性ガス（窒素）による系統内の置換	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 フィルタ装置 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入	薬液タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベ サプレッション・プール水ｐＨ制御装置 配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ サプレッション・チェンバ 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.7－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／10）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順 ａ．代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
		電源	緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「Ｍ／Ｃ」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「Ｐ／Ｃ」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確保	サプレッション・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
		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
		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 代替循環冷却系ポンプ入口温度 残留熱除去系熱交換器入口温度
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ出口流量
		水源の確保	サプレッション・プール水位

監視計器一覧（2／10）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	操作	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟６階 ・原子炉建屋原子炉棟２階 ・原子炉建屋原子炉棟地下１階
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度

監視計器一覧（3／10）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b)　第二弁操作室の正圧化			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
	操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		補機監視機能	第二弁操作室差圧 空気ボンベユニット空気供給流量

監視計器一覧（4／10）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c)　フィルタ装置スクラビング水補給			
AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d)　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換			
AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

監視計器一覧（5／10）

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e)　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換			
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f)　フィルタ装置スクラビング水移送			
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口水素濃度

監視計器一覧（6／10）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)　交流動力電源が健全である場合の対応手順 ｃ．サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		補機監視機能	薬液タンク圧力 薬液タンク液位

監視計器一覧（7／10）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2)　全交流動力電源喪失時の対応手順 ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a)　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	操作	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟６階 ・原子炉建屋原子炉棟２階 ・原子炉建屋原子炉棟地下１階
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度

監視計器一覧（8／10）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2)　全交流動力電源喪失時の対応手順 ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b)　第二弁操作室の正圧化			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
	操作	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		補機監視機能	第二弁操作室差圧 空気ボンベユニット空気供給流量

監視計器一覧（9／10）

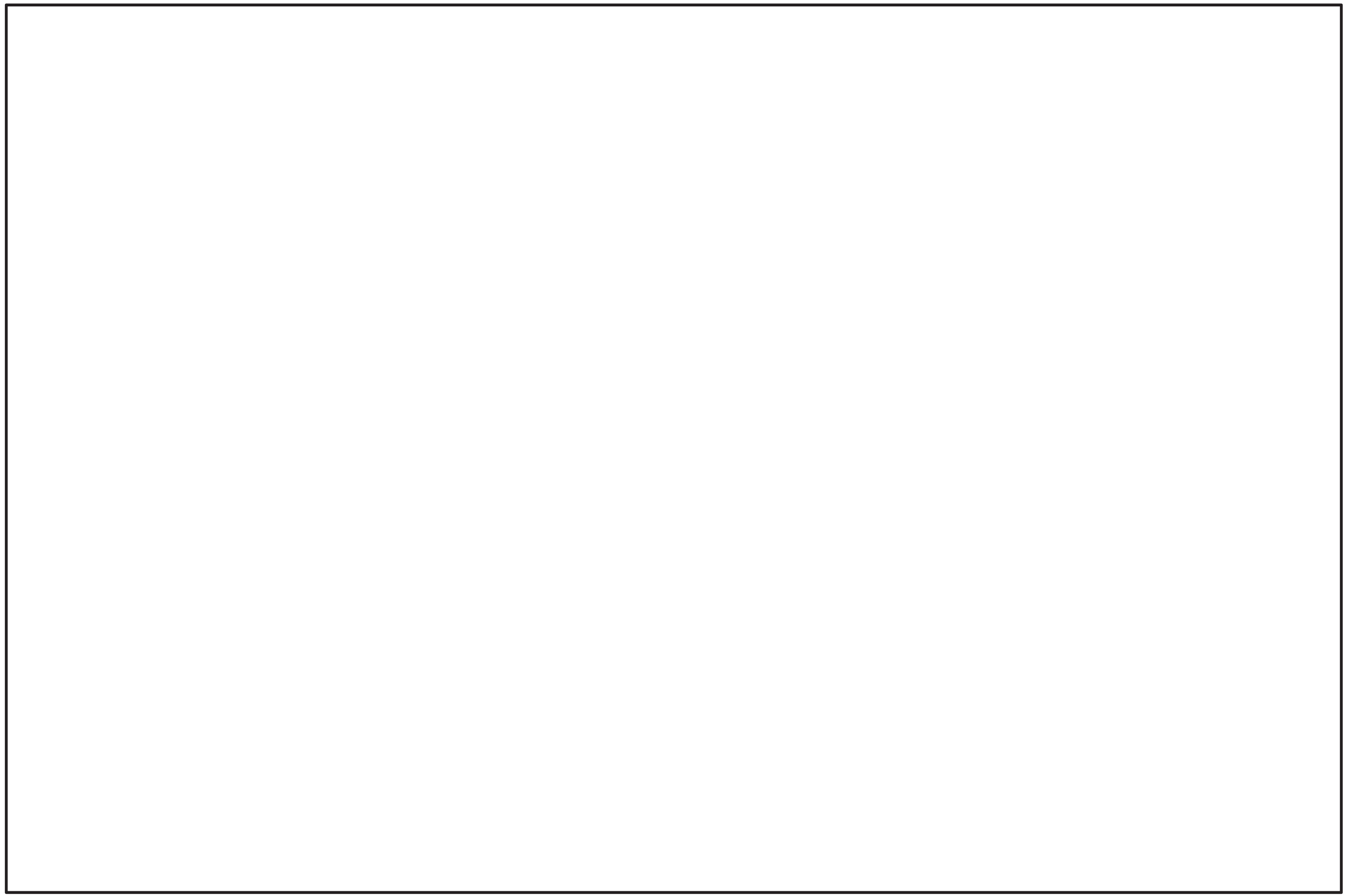
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2)　全交流動力電源喪失時の対応手順 ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (c)　フィルタ装置スクラビング水補給			
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2)　全交流動力電源喪失時の対応手順 ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (d)　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換			
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

監視計器一覧（10／10）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2)　全交流動力電源喪失時の対応手順 ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (e)　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換			
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度
1.7.2.1　原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2)　全交流動力電源喪失時の対応手順 ａ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (f)　フィルタ装置スクラビング水移送			
ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度

第 1.7－3 表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「Ｐ／Ｃ」という。）
	代替循環冷却系　弁	常設代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「ＭＣＣ」という。）
	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
	不活性ガス系　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
	格納容器圧力逃がし装置　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
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流125V主母線盤

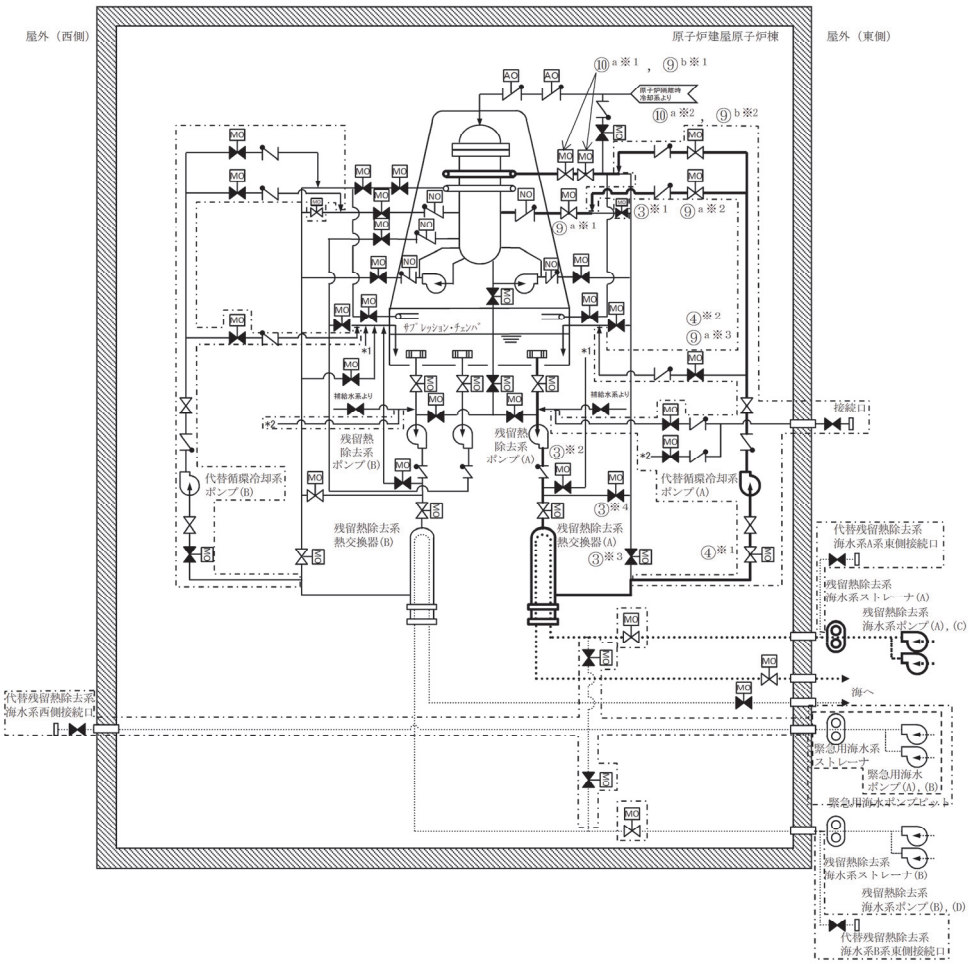


第 1.7－1 図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」における対応フロー

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

第 1.7－2 図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」における対応フロー

□は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



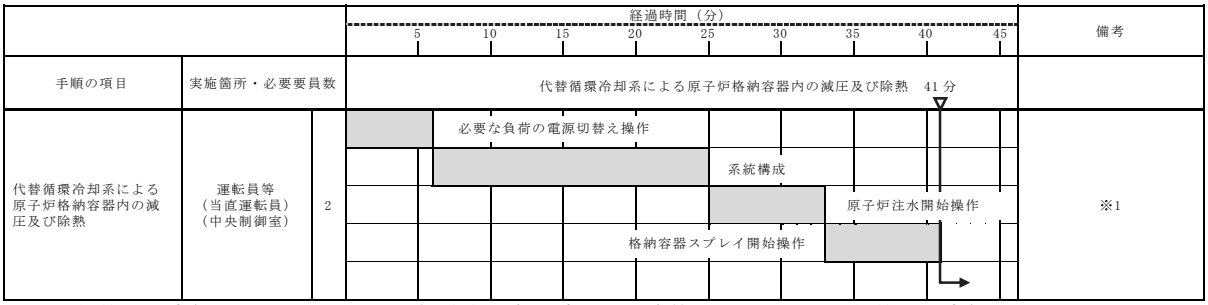
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
·····	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
③※１	残留熱除去系Ａ系注水配管分離弁
③※２	残留熱除去系Ａ系ミニフロー弁
③※３	残留熱除去系熱交換器（Ａ）出口弁
③※４	残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁
④※１	代替循環冷却系ポンプ（Ａ）入口弁
④※２，⑨ａ※３	代替循環冷却系Ａ系テスト弁
⑨ａ※１	残留熱除去系Ａ系注入弁
⑨ａ※２	代替循環冷却系Ａ系注入弁
⑩ａ※１，⑨ｂ※１	残留熱除去系Ａ系Ｄ／Ｗスプレイ弁
⑩ａ※２，⑨ｂ※２	代替循環冷却系Ａ系格納容器スプレイ弁

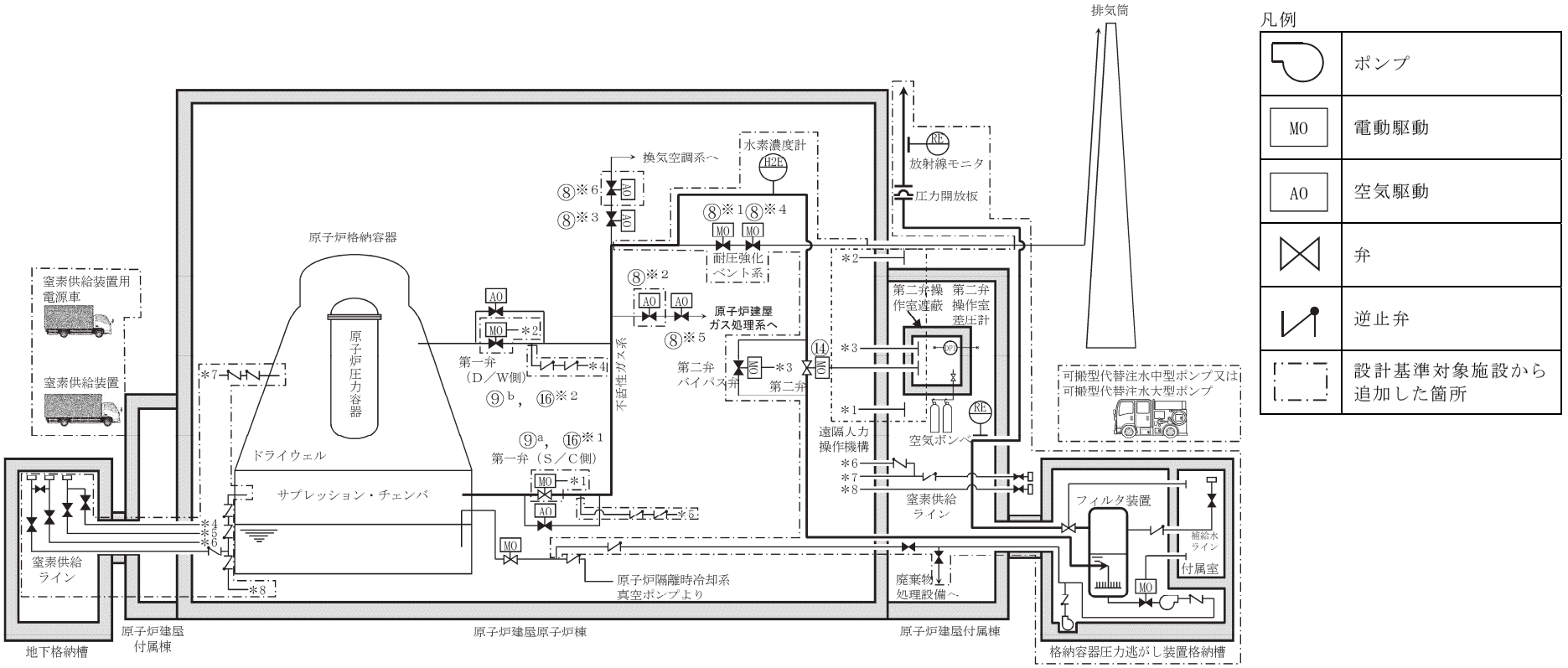
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※１～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。
○ａ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

第 1.7－3 図　代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱　概要図



※1：代替循環冷却系Ａ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を示す。また，代替循環冷却系Ｂ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱については，減圧及び除熱開始まで 41 分以内で可能である。

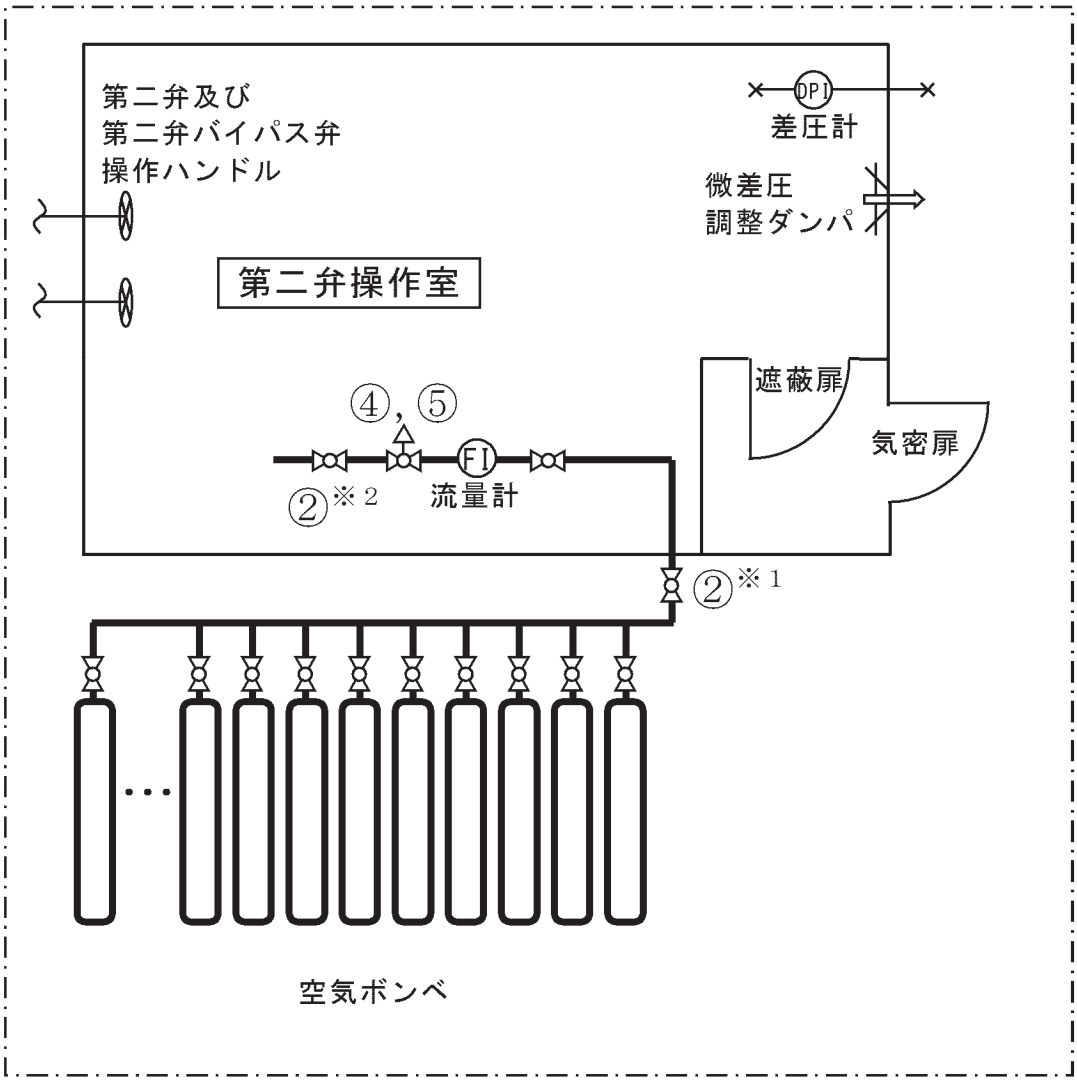
第 1.7－4 図　代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱　タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑧※4	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑨ａ，⑯※1	第一弁（S／C側）
⑧※2	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑧※5	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑨ｂ，⑯※2	第一弁（D／W側）
⑧※3	換気空調系一次隔離弁	⑧※6	換気空調系二次隔離弁	⑭	第二弁

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1.7－5図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱　概要図



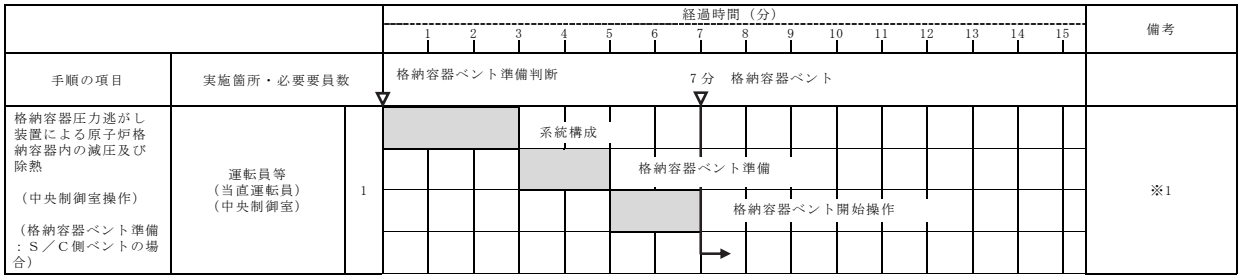
凡例

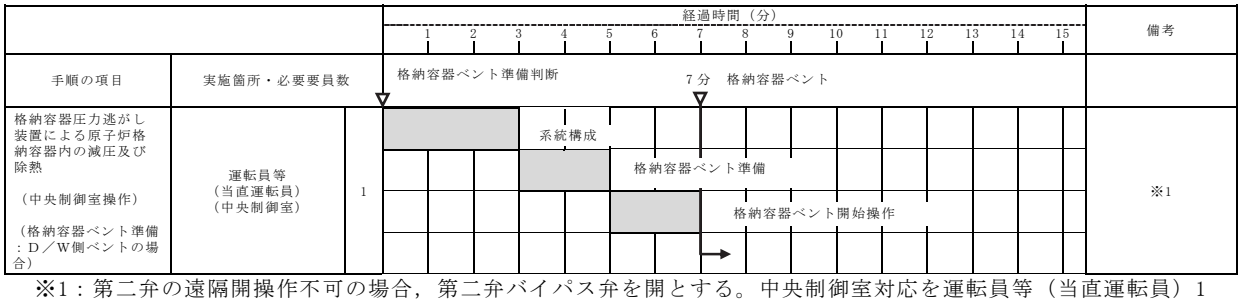
	弁
	流量調整弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
②※1	第二弁操作室空気ボンベユニット空気ボンベ集合弁
②※2	第二弁操作室空気ボンベユニット空気供給出口弁
④，⑤	第二弁操作室空気ボンベユニット空気供給流量調整弁

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 1.7－6 図　第二弁操作室の正圧化　概要図

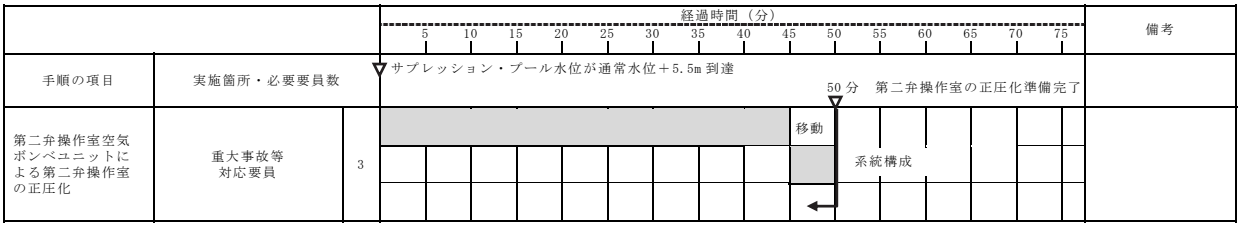


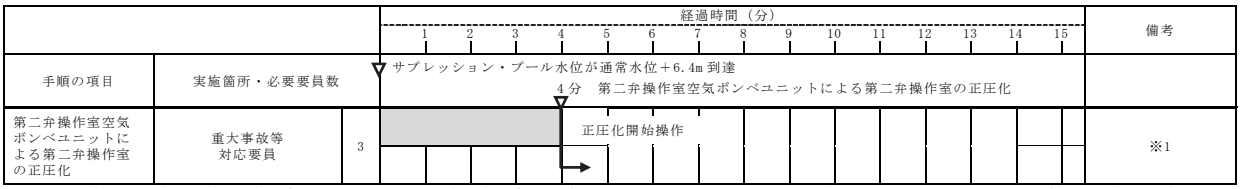


※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合，第二弁バイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，2分以内で可能である。

格納容器ベント

第 1.7－7 図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱　タイムチャート（1／2）

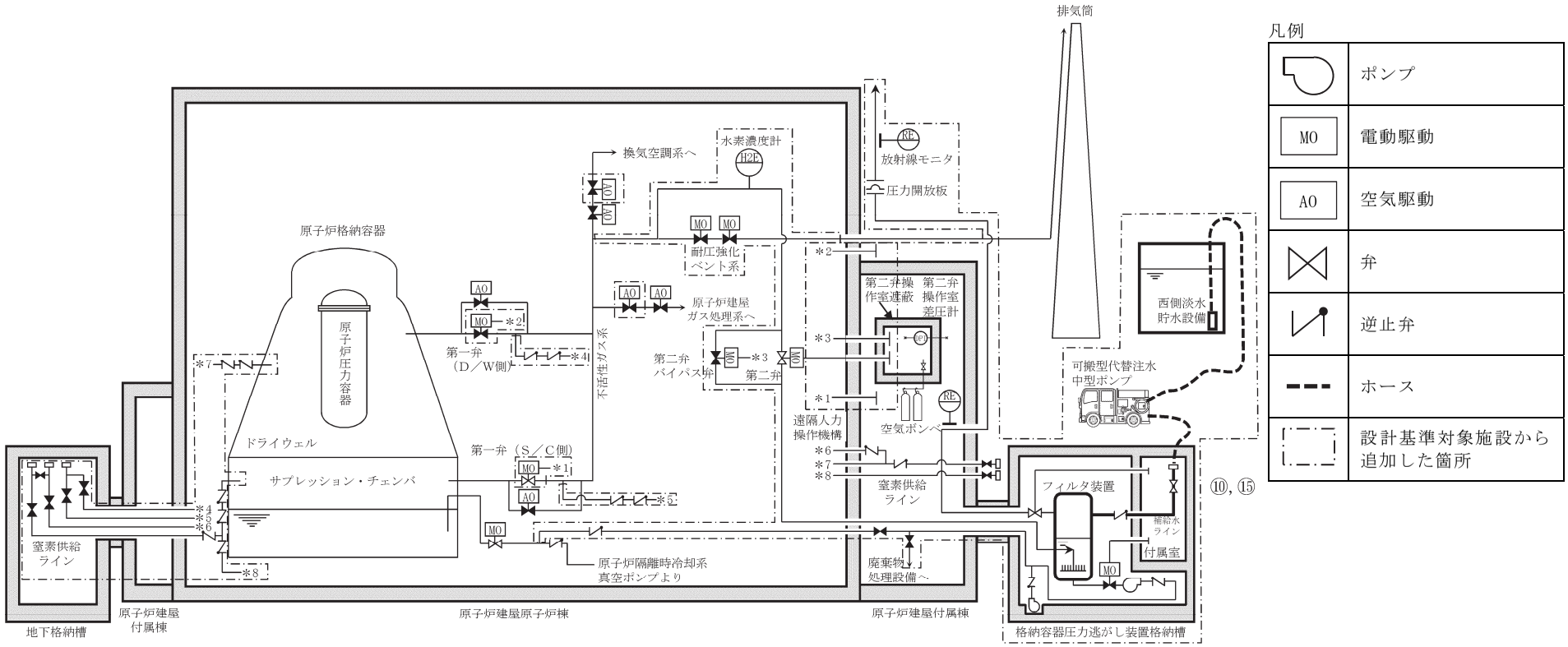




※1：第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）を 24 本のうち 19 本を使用することにより，第二弁操作室を 5 時間正圧化可能である。

第二弁操作室の正圧化

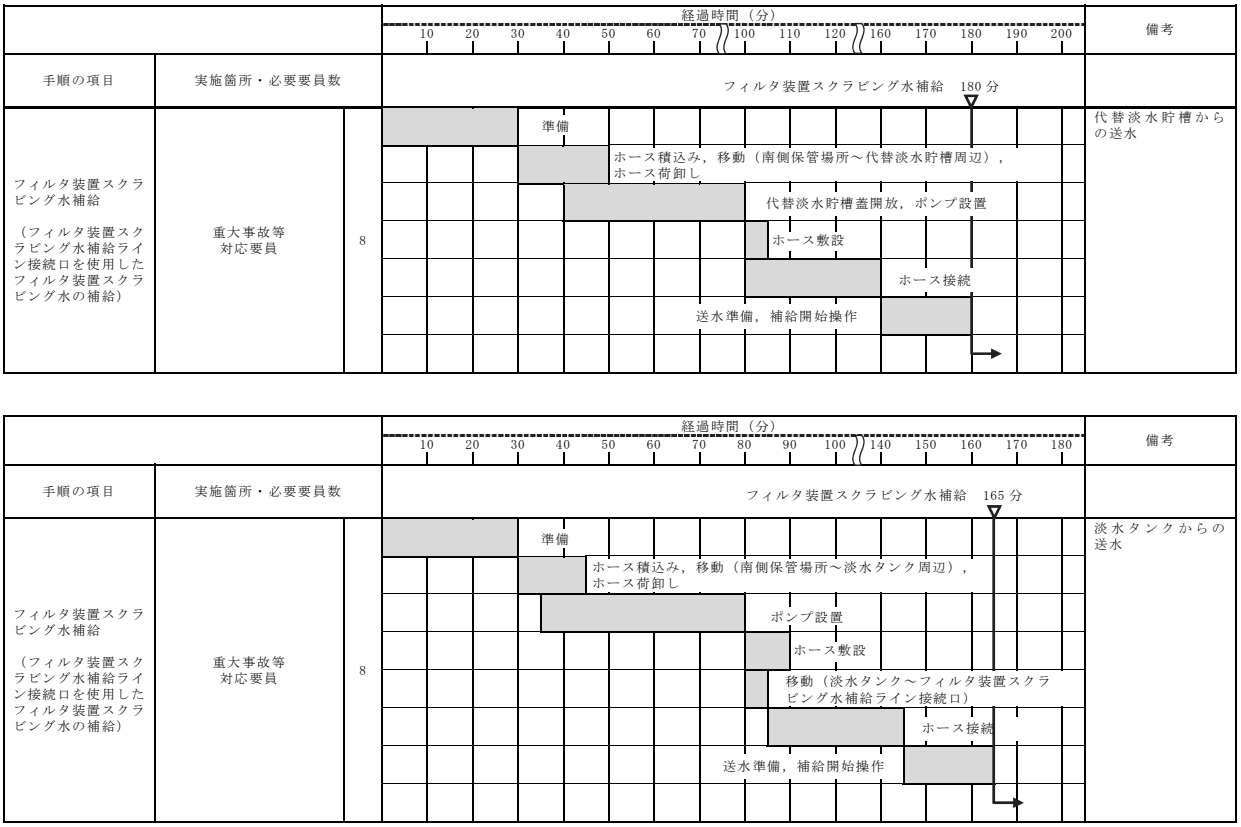
第 1.7－7 図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱　タイムチャート（2／2）



操作手順	弁名称
⑩，⑮	フィルタベント装置補給水ライン元弁

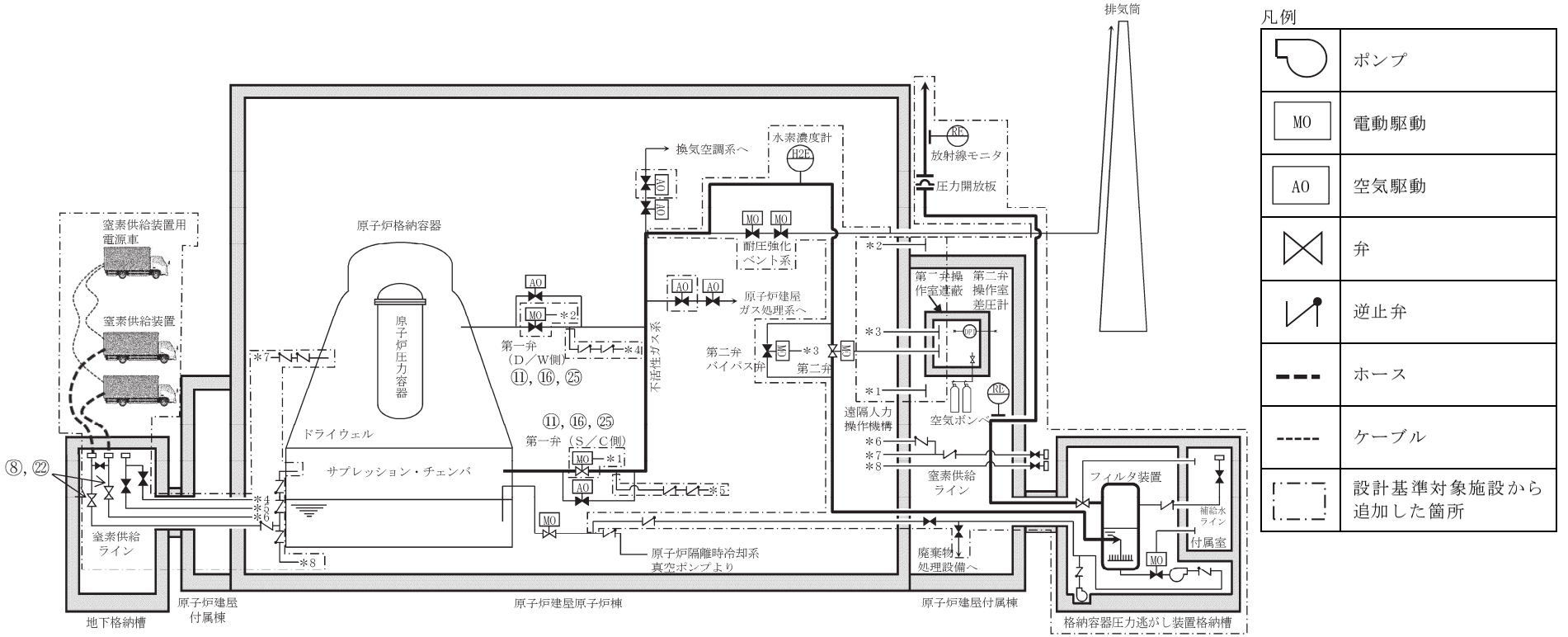
記載例　○　：操作手順番号を示す。

第 1.7－8 図　フィルタ装置スクラビング水補給　概要図



【ホース敷設（代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は 56m，ホース敷設（淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は 133m】

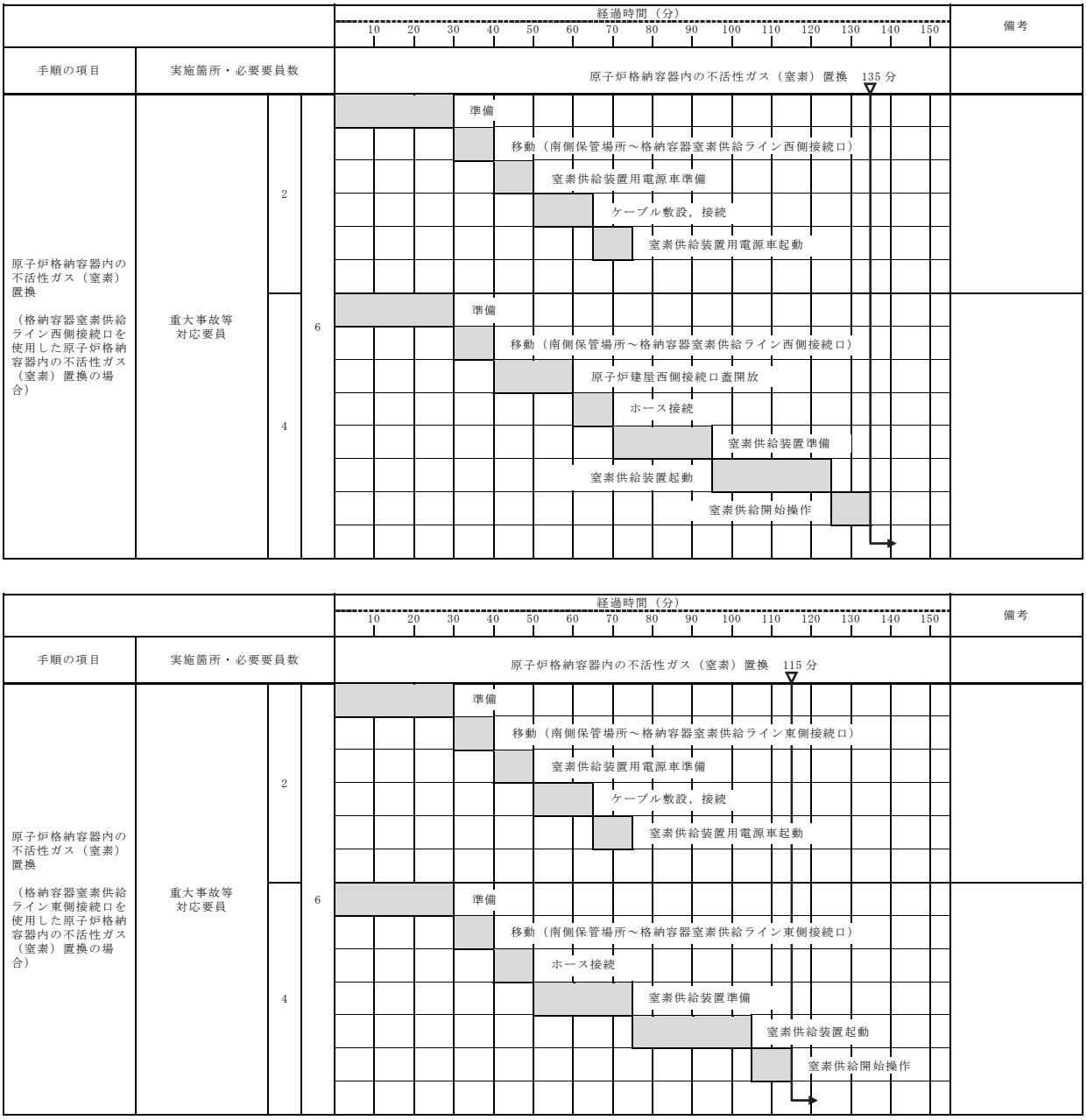
第 1.7－9 図　フィルタ装置スクラビング水補給　タイムチャート



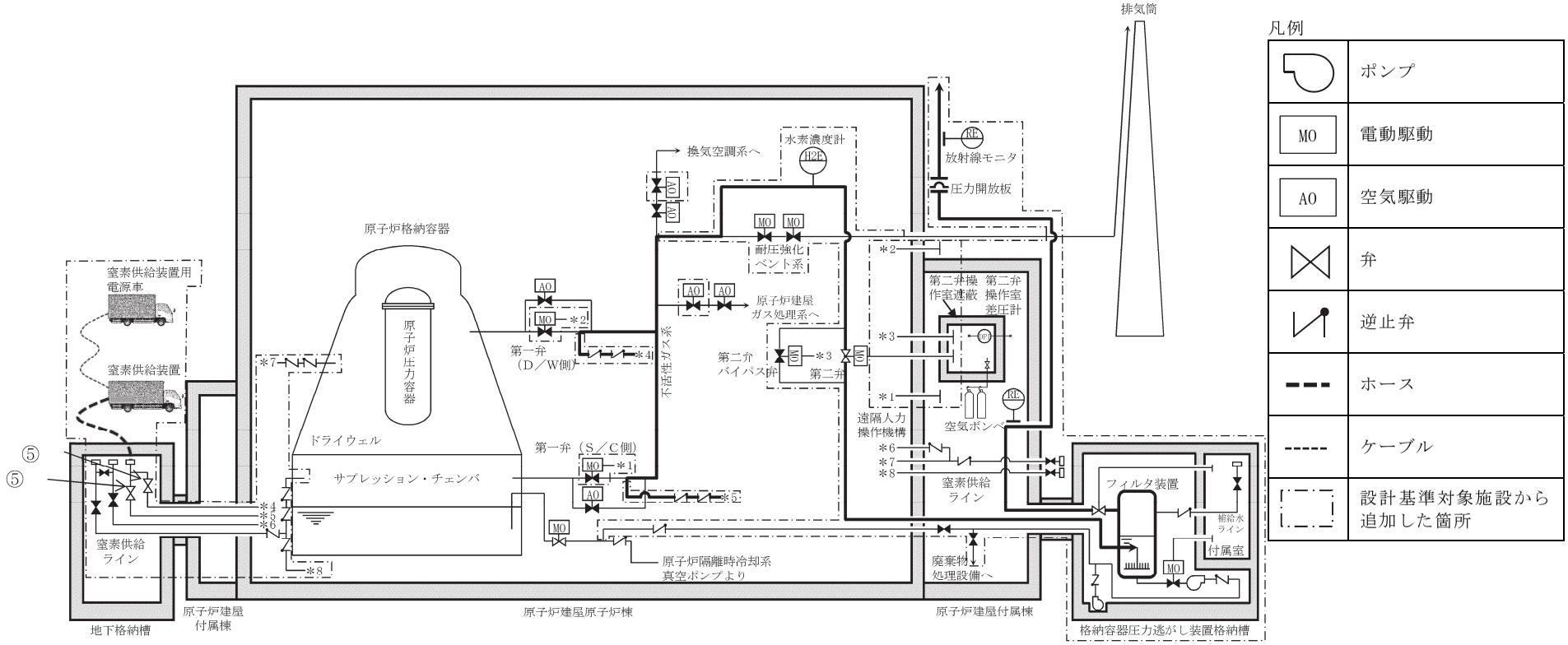
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧，㉒	窒素ガス補給弁（S／C側及びD／W側）	⑪，⑯，㉕	第一弁（S／C側又はD／W側）

記載例　○　：操作手順番号を示す。

第 1.7－10 図　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換　概要図



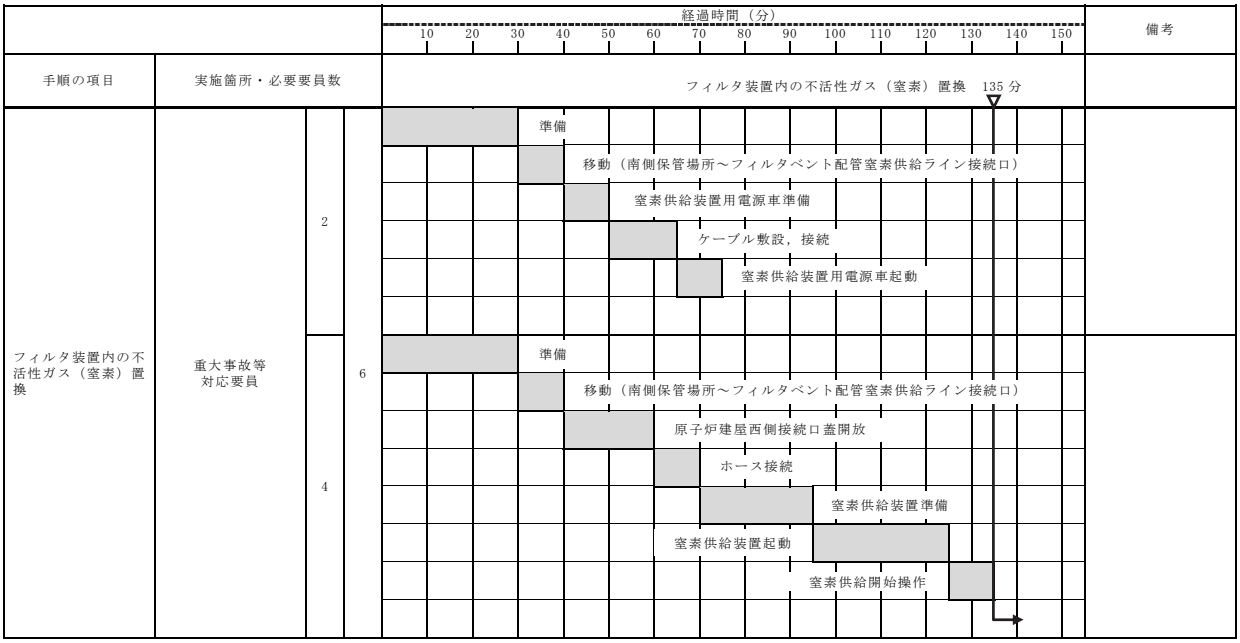
第 1.7－11 図　原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換　タイムチャート



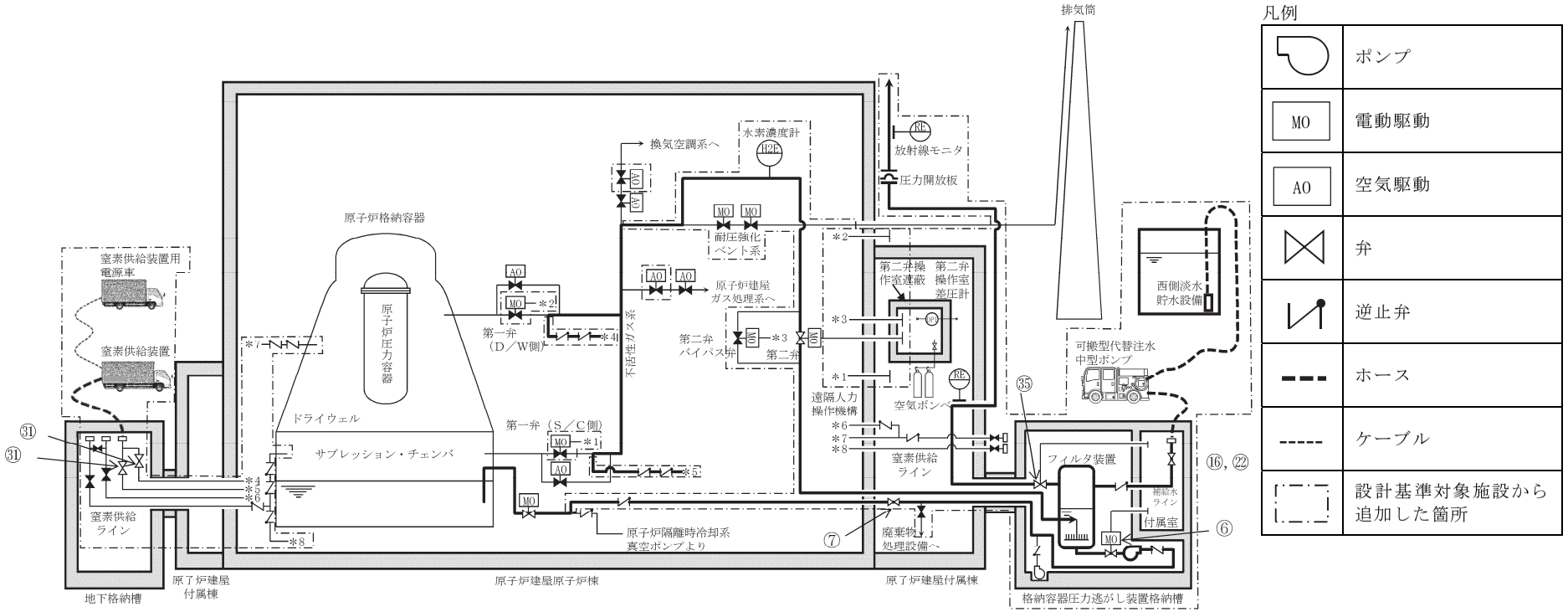
操作手順	弁名称
⑤	フィルタベント装置窒素供給ライン元弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

第1.7－12図　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換　概要図



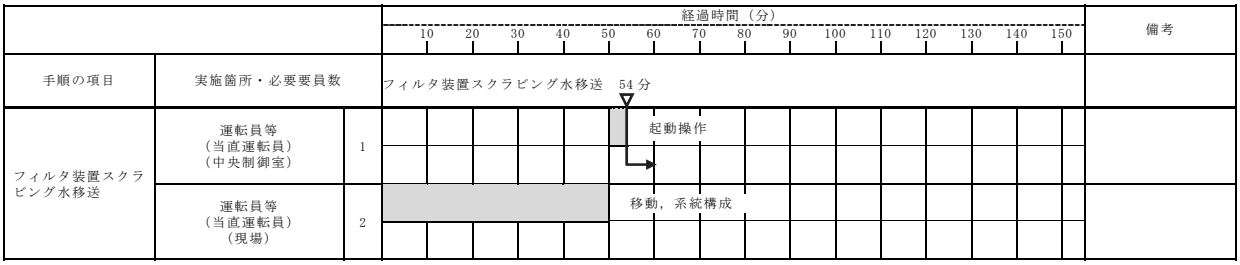
第 1.7－13 図　フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換　タイムチャート

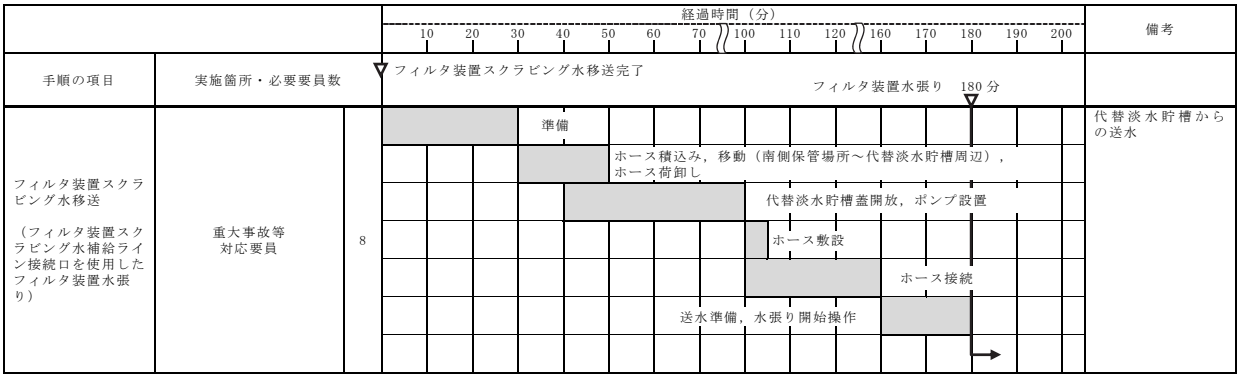


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥	フィルタベント装置移送ライン止め弁	㉛	フィルタベント装置窒素供給ライン元弁
⑦	フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁（S／C側）	㉟	フィルタ装置出口弁
⑯，㉒	フィルタベント装置補給水ライン元弁		

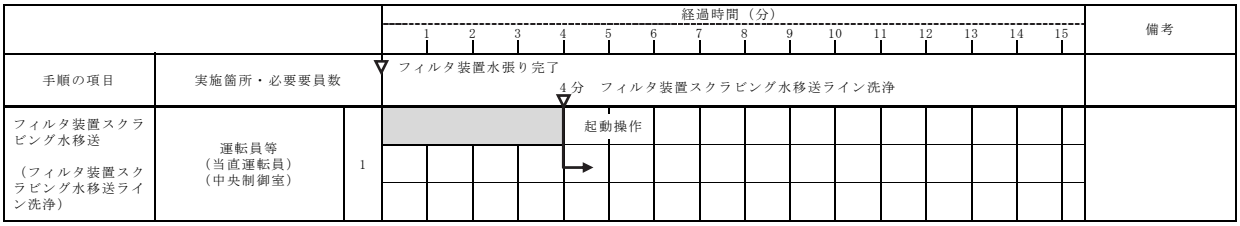
記載例　○　：操作手順番号を示す。

第1.7－14図　フィルタ装置スクラビング水移送　概要図

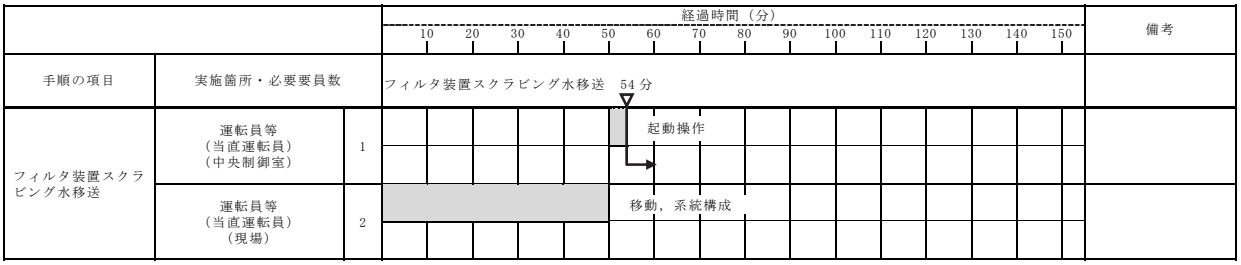


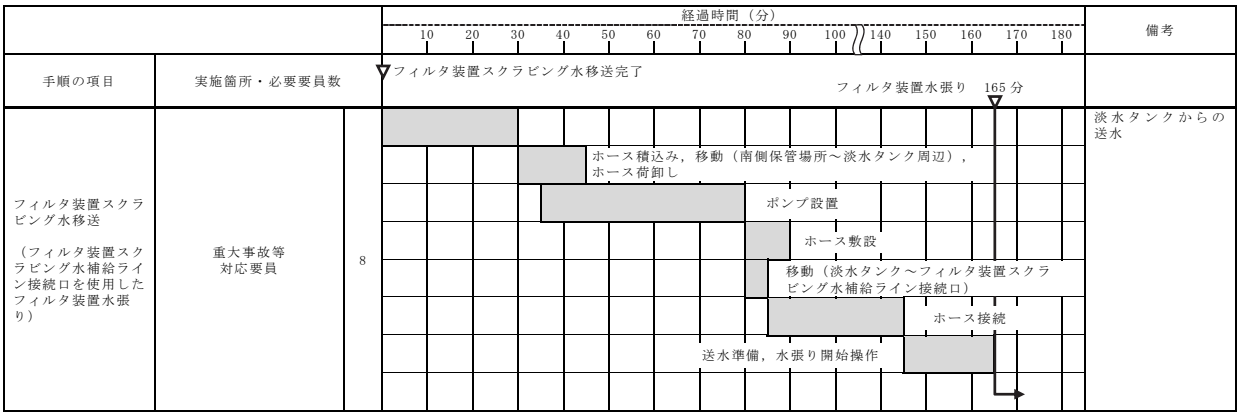


【ホース敷設（代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は56m】

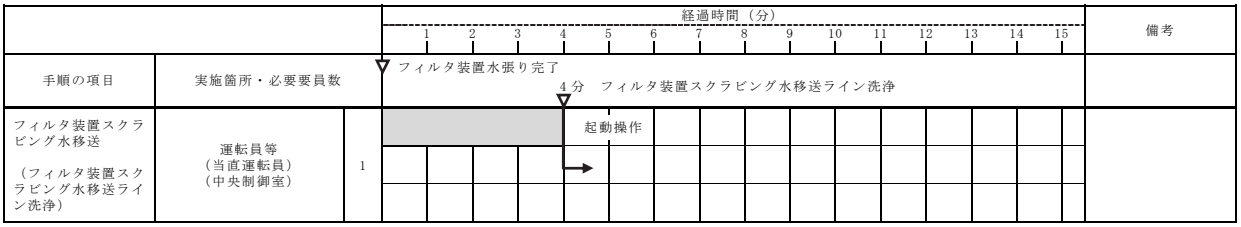


第 1.7－15 図　フィルタ装置スクラビング水移送　タイムチャート（1／2）

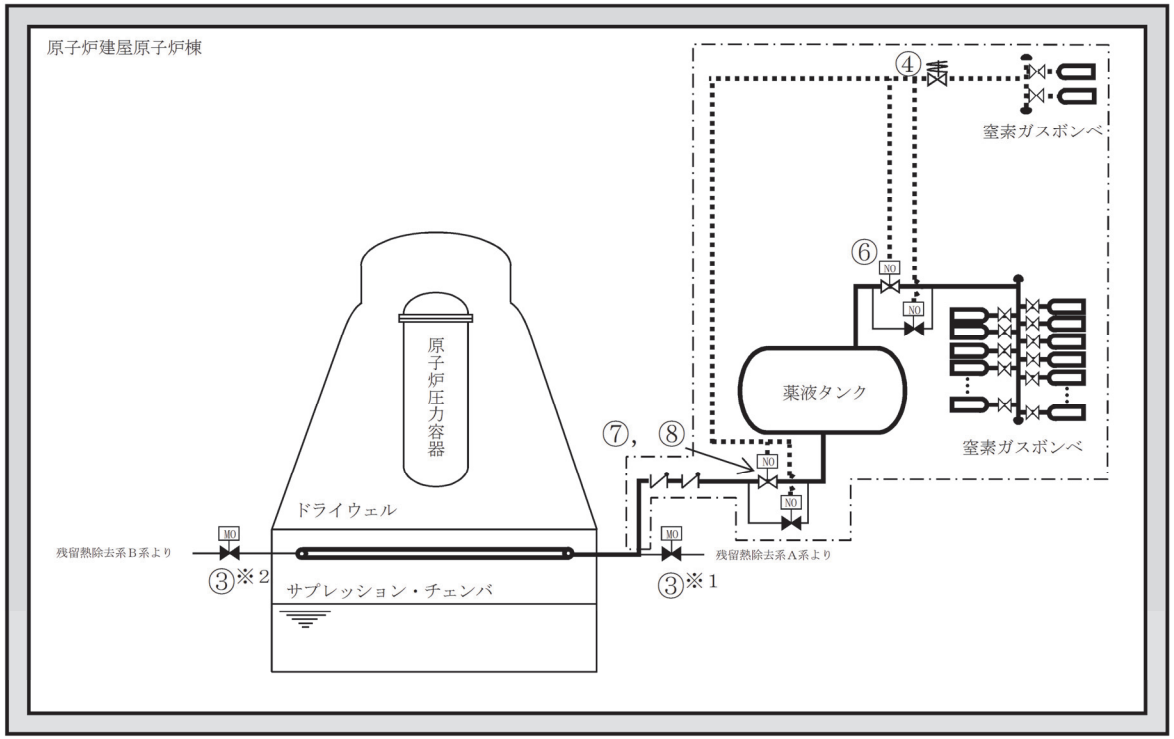




【ホース敷設（淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は 133m】



第 1.7－15 図　フィルタ装置スクラビング水移送　タイムチャート（2／2）



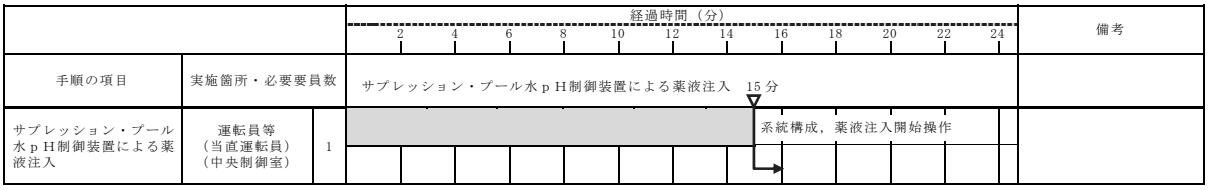
凡例

MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	電磁弁
·····	窒素
	設計基準対象施設から追加した箇所

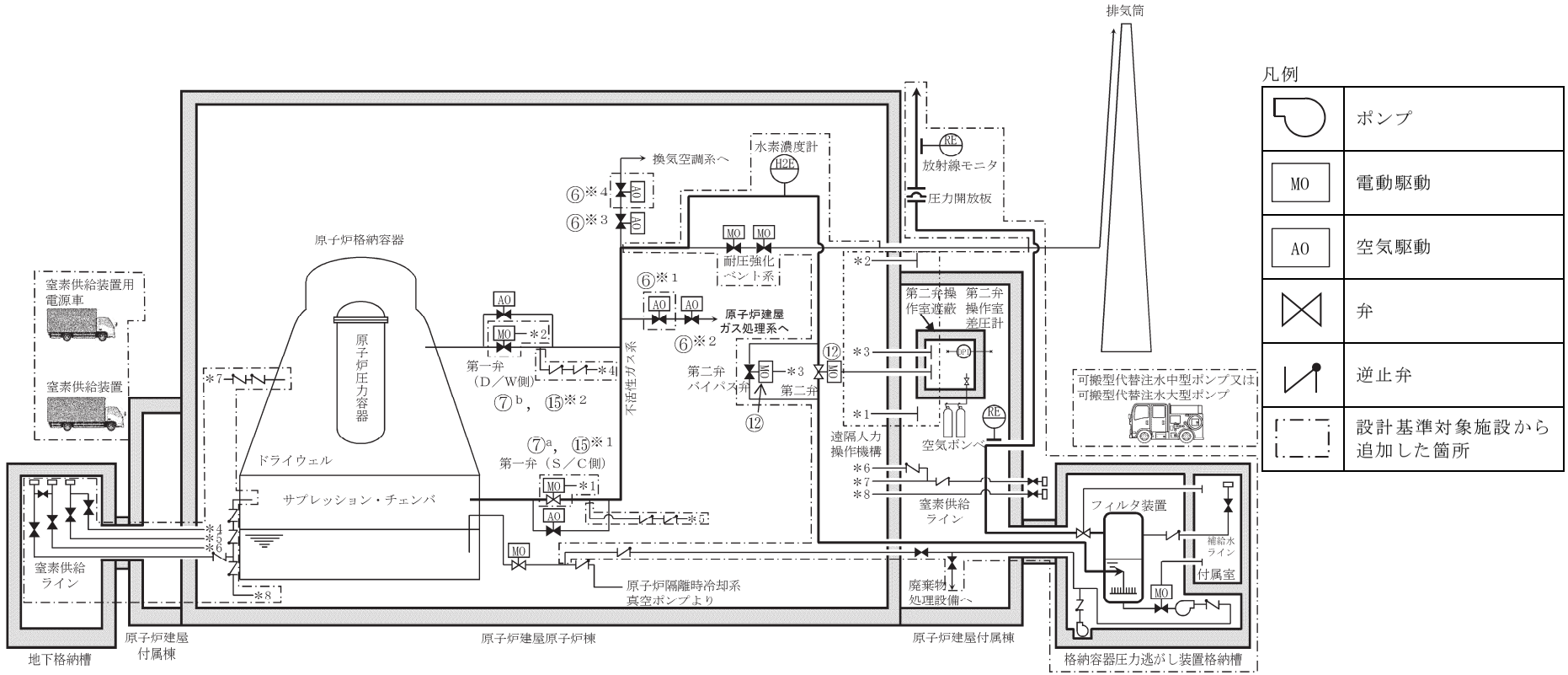
操作手順	弁名称
③※1	残留熱除去系Ａ系Ｓ／Ｃスプレイ弁
③※2	残留熱除去系Ｂ系Ｓ／Ｃスプレイ弁
④	弁駆動用窒素供給弁
⑥	圧送用窒素供給弁
⑦，⑧	薬液注入窒素作動弁

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 1.7－16 図　サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入　概要図



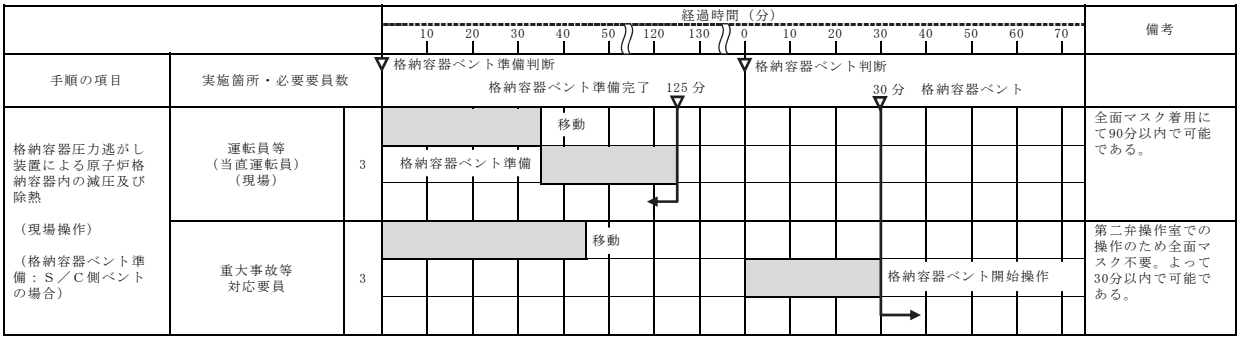
第 1.7－17 図　サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入　タイムチャート

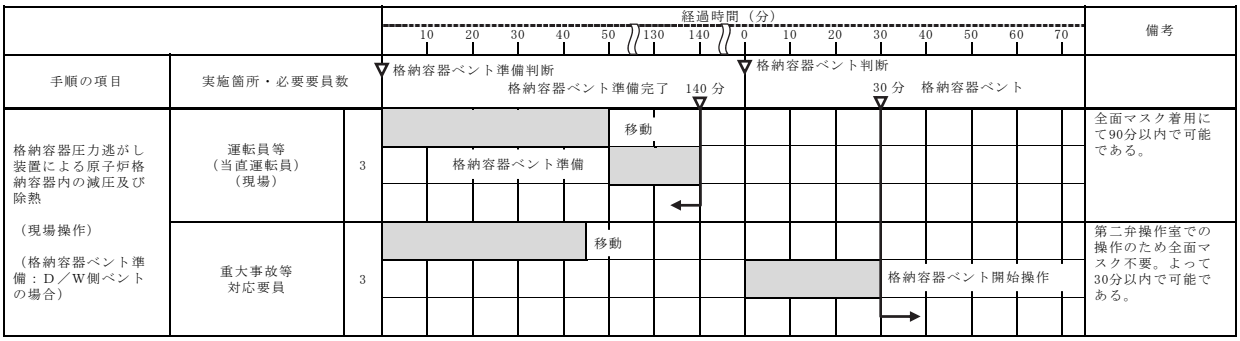


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑥※4	換気空調系二次隔離弁	⑫	第二弁，第二バイパス弁
⑥※2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑦a，⑮※1	第一弁（S／C側）		
⑥※3	換気空調系一次隔離弁	⑦b，⑮※2	第一弁（D／W側）		

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。

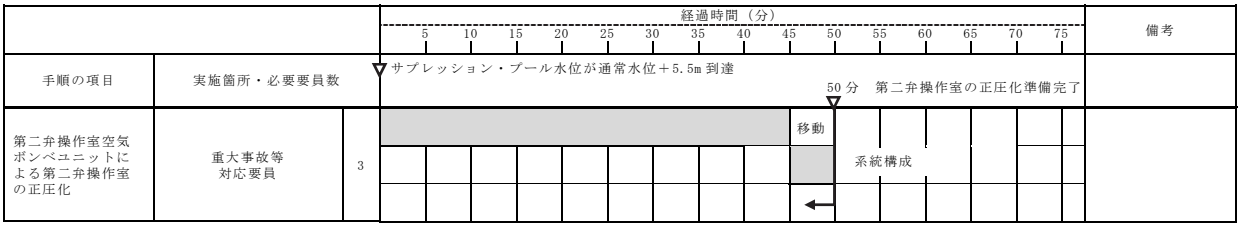
第1.7－18図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）　概要図

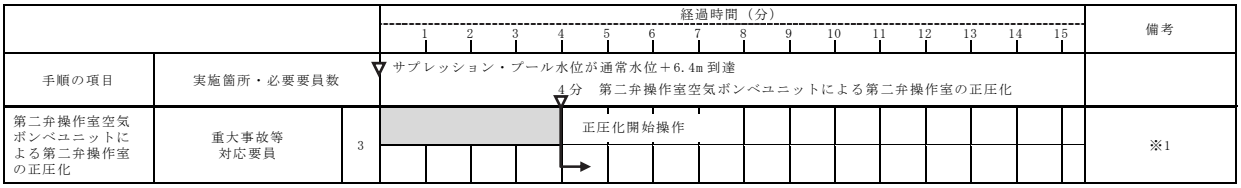




格納容器ベント

第 1.7－19 図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）　タイムチャート（1／2）



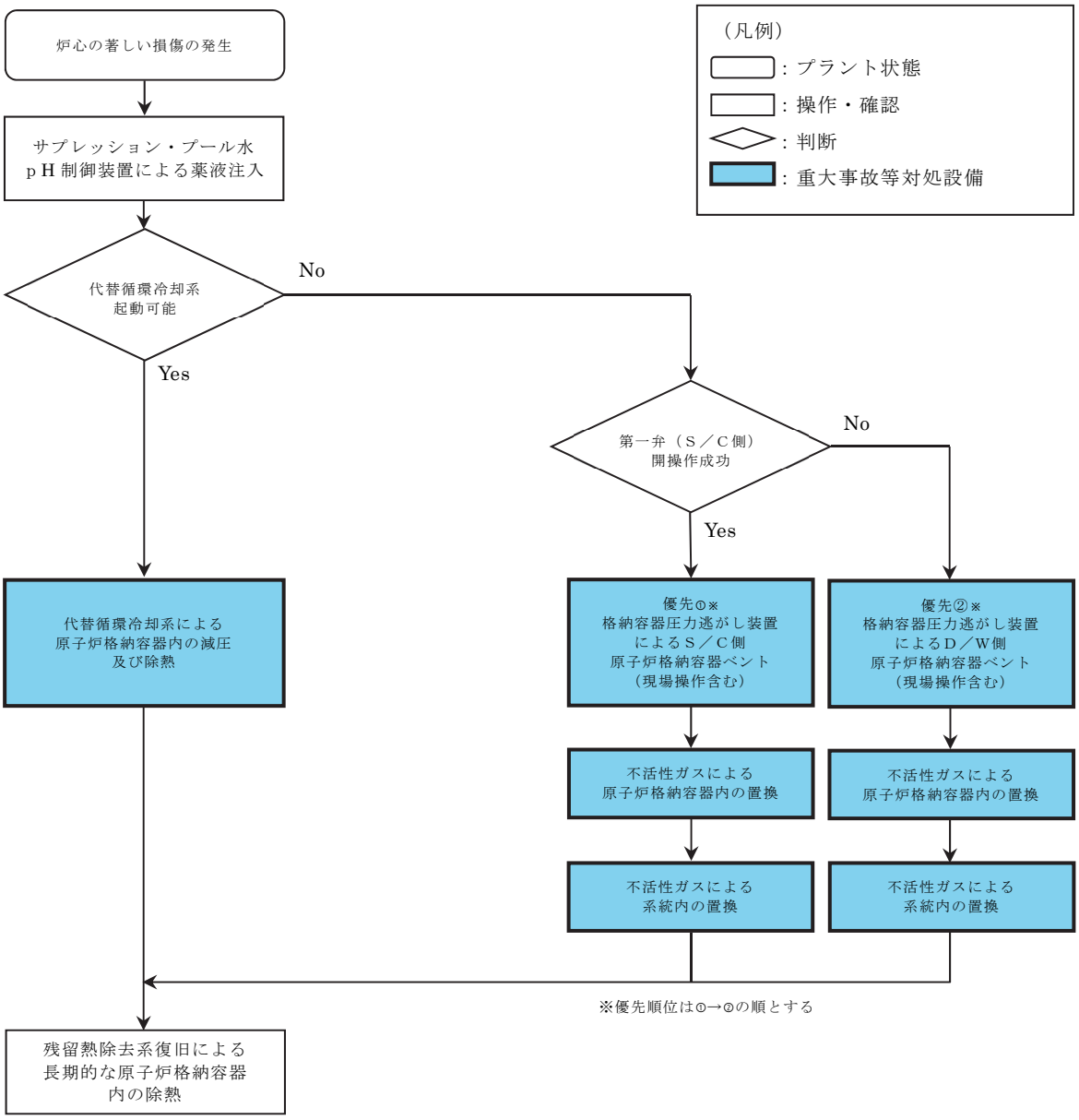


※1：第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）を 24 本のうち 19 本を使用することにより，第二弁操作室を 5 時間正圧化可能である。

第二弁操作室の正圧化

第 1.7－19 図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）　タイムチャート（2／2）

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.7－20図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート

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

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．低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

b．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

c．代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

d．消火系による原子炉圧力容器への注水

e．補給水系による原子炉圧力容器への注水

f．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

g．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

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

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の破損を防止するた

め，溶融し，原子炉格納容器の下部（以下「ペデスタル（ドライウェル部）」という。）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による原子炉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。

なお，対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから，交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査

基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十一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，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※2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）の床面に落下する溶融炉心の冷却を向上させ，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，ペデスタル（ドライウェル部）への注水に併せてコリウムシールドの設置，格納容器ドレンサンプの形状変更及びペデスタル（ドラ

イウェル部）の床面を平坦化することで，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心とコンクリートの相互作用による浸食及びコンクリートへの熱影響を抑制する。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の抑制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。

※2：原子炉起動前において，消火系，補給水系又は純水系を使用して事前水張りを行い，ペデスタル（ドライウェル部）水位を約 1m とする。通常運転時は，原子炉格納容器内のドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水と原子炉格納容器内で発生する結露水が床ドレン水としてペデスタル（ドライウェル部）へ流入し，流入した床ドレン水は 1m に立ち上げたスワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水される。原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水される流量を監視することで，原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を確認することができる。

(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，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

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器下部注水系配管・弁

・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁

・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁

・原子炉格納容器

・コリウムシールド

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

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。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・代替淡水貯槽

・ホース

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器下部注水系配管・弁

・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁

・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁

・原子炉格納容器

・コリウムシールド

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

なお，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）への注水は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

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

・消火系配管・弁

・格納容器下部注水系配管・弁

・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁

・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁

・原子炉格納容器

・コリウムシールド

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

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

・補給水系配管・弁

・消火系配管・弁

・格納容器下部注水系配管・弁

・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁

・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁

・原子炉格納容器

・コリウムシールド

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

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，代替淡水貯槽，低圧代替注水系配管・弁，格納容器下部注水系配管・弁，原子炉格納容器床ドレン系配管・弁，原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁，原子炉格納容器，コリウムシールド，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，ホース及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

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付ける。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，多目的タンク及び消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，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手段として有効である。

・復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク及び補給水系配管・弁

耐震性は確保されていないが，使用可能であれば，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，原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

ⅰ） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

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

・低圧代替注水系配管・弁

・残留熱除去系Ｃ系配管・弁

・原子炉圧力容器

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ） 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。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・代替淡水貯槽

・ホース

・低圧代替注水系配管・弁

・残留熱除去系Ｃ系配管・弁

・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ

・原子炉圧力容器

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

なお，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

ⅲ） 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

・サプレッション・チェンバ

・残留熱除去系熱交換器

・代替循環冷却系配管・弁

・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ

・原子炉圧力容器

・残留熱除去系海水系ポンプ

・残留熱除去系海水系ストレーナ

・緊急用海水ポンプ

・緊急用海水系ストレーナ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・ホース

・常設代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅳ） 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

・消火系配管・弁

・残留熱除去系Ｂ系配管・弁

・原子炉圧力容器

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅴ） 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

・補給水系配管・弁

・消火系配管・弁

・残留熱除去系Ｂ系配管・弁

・原子炉圧力容器

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅵ） 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※3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・チェンバ

・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

・可搬型代替直流電源設備

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

※3：高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却は，ヘッドスプレイノズルによる原子炉注水である。

vii） 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

・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

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）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，代替淡水貯槽，低圧代替注水系配管・弁，残留熱除去系Ｃ系配管・弁，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用す

る設備のうち，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽，ホース，低圧代替注水系配管・弁，残留熱除去系Ｃ系配管・弁，低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替循環冷却系による原子炉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，サプレッション・チェンバ，残留熱除去系熱交換器，代替循環冷却系配管・弁，残留熱除去系配管・弁・ストレーナ，原子炉圧力容器，残留熱除去系海水系ポンプ，残留熱除去系海水系ストレーナ，緊急用海水ポンプ，緊急用海水系ストレーナ，常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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，サプレッション・チェンバ，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，可搬型代替直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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，ほう酸水貯蔵タンク，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，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付け

る。

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

以上の重大事故等対処設備により，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し，原子炉圧力容器内に残存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付ける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ，ホース

敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり，使用できない場合があるが，可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば，発電用原子炉を冷却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，多目的タンク及び消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

・復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク及び補給水系配管・弁

耐震性は確保されていないが，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※4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）」，「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.8－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.8－2表，第1.8－3表）。

※4　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。

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

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，水位確保操作を実施する。

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）への注水を継続する。その際の注水量は，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，崩壊熱によ

る蒸発量相当とする。

(a)　手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合※2。

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

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

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。

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

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）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。手順の対応フローを第1.8－1図及び第1.8－2図に，概要図を第1.8－4図に，タイムチャートを第1.8－5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）への注水の準備開始を指示する。

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電源切替え操作を実施する。

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全閉，及びベント管に接続する排水弁が全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全閉している場合は，全開操作を実施する。

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）への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプの起動操作を実施し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］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，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）への注水の系統構成として，常設

低圧代替注水系系統分離弁，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の全開操作を実施し，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）への注水の準備完了を報告する。

⑦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）への注水開始を指示する。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

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流量調整弁を開とし，低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m^3／h程度）により注水されたことを確認し，発電長に報告する。

なお，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，格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1m（約27m^3）を超える水位を検知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全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）への注水の場合】

⑨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とし，低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇により注水されたことを確認し，発電長に報告する。

⑩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。

⑪ᵃ 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温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持するため，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崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し，発電長に報告する。

⑪ᵇ 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温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持するため，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崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し，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（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・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，17分以内で可能である。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・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，1分以内で可能である。

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）

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るペデスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため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，水位確保操作を実施する。

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）への注水を継続する。その際は，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。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を任意に選択できる構成としている。

(a)　手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2。

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

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合。

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

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）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（可搬型）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。

手順の対応フローを第1.8－1図及び第1.8－2図に，概要図を第1.8－6図に，タイムチャートを第1.8－7図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理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災害対策本部長代理は，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・弁の接続口を報告するとともに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）への注水の準備開始を指示する。

③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）への注水の準備開始を指示する。

④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電源切替え操作を実施する。

⑤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全閉，及びベント管に接続する排水弁が全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全閉している場合は，全開操作を実施する。

⑥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）への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと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て確認する。

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）への注水の系統構成として，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の全開操作を実施し，発電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）への注水の準備完了を報告する。

⑧重大事故等対応要員は，格納容器下部注水系（可搬型）による送水準備完了について災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑨災害対策本部長代理は，発電長に格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告する。

⑩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）への注水の確認を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口又は高所東側接続口の弁の全開操作を実施し，送水開始について災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫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指示値の上昇により確認し，発電長に報告する。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】

⑬運転員等は中央制御室にて，格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知したことを確認し，発電長に報告する。

⑭発電長は災害対策本部長代理にペデスタル（ドライウェル部）への注水の停止を依頼する。

⑮災害対策本部長代理は重大事故等対応要員にペデスタル（ドライウェル部）への注水の停止を指示する。

⑯重大事故等対応要員はペデスタル（ドライウェル部）への注水を停止し，災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑰運転員等は中央制御室にて，ペデスタル（ドライウェル部）の水位がベント管を通じた排水により低下し，一定の時間遅れで排水弁が自動で全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】

⑱ａ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温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認し，発電長に報告する。また，発電長は災害対策本部長代理にペデスタル（ドライウェル部）への注水を依頼する。

⑲ａ災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員にペデスタル（ドライウェル部）への注水を指示する。

⑳ａ重大事故等対応要員は，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を実施し，災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

㉑ａ発電長は，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持するため，崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポン

プ又は可搬型代替注水大型ポンプにて送水するように災害対策本部長代理に依頼する。

【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】

⑱ᵇ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温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認し，発電長に報告する。また，発電長は災害対策本部長代理にペデスタル（ドライウェル部）への注水を依頼する。

⑲ᵇ災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員にペデスタル（ドライウェル部）への注水を指示する。

⑳ᵇ重大事故等対応要員は，ペデスタル（ドライウェル部）への注水を実施し，災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

㉑ᵇ発電長は，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持するため，崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにて送水するように災害対策本部長代理に依頼する。

(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。

【高所東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】（水源：代替淡水貯槽）

・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，215分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

・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，140分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】（水源：代替淡水貯槽）

・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，535分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

・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，320分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した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，20分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した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，20分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した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，20分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び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。

ｃ．消火系によるペデスタル（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，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，原子炉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，水位確保操作を実施する。

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）に注水を継続する。その際は，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）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，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）への注水ができず，消火系が使用可

能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

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

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

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。

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

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

(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。手順の対応フローを第1.8－1図及び第1.8－2図に，概要図を第1.8－8図に，タイムチャートを第1.8－9図に示す。

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

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電源切替え操作を実施する。

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全閉，及びベント管に接続する排水弁が全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全閉している場合は，全開操作を実施する。

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の電源が確保されたこと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て確認する。

⑤運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。

⑥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）への注水の準備完了を報告する。

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約0.79MPa［gage］以

上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑨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の全開操作を実施し，発電長に消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水の準備完了を報告する。

⑩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）への注水開始を指示する。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】

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入ライン流量調整弁を開とし，低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m³／h程度）により注水されたことを確認し，発電長に報告する。

なお，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80m³／hに調整し，格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知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全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入ライン流量調整弁を開とし，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指示値の上昇により確認した後，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）への注水開始を

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温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持するため，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崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し，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温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持するため，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崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し，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）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，54分以内で可能である。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・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，1分以内で可能である。

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

d．補給水系によるペデスタル（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，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，原子炉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，水位確保操作を実施する。

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。その際は，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）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，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）への注水ができず，補給水系が使用可能な場合※2。

【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】

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び原子炉圧力容器の破損による

パラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，補給水系が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

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

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

(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。

手順の対応フローを第1.8－1図及び第1.8－2図に，概要図を第1.8－10図に，タイムチャートを第1.8－11図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水の準備開始を指示す

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電源切替え操作を実施する。

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全閉，及びベント管に接続する排水弁が全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全閉している場合は，全開操作を実施する。

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）への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑤発電長は，災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替えを依頼する。

⑥災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切替えを指示する。

⑦重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切替えを実施し，連絡配管閉止フランジの切替え完了について災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧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の全開操作を実施する。

⑨運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。

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入ライン隔離弁の全開操作を実施する。

⑪発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑫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約 0.84MPa［gage］以上であることを確認する。

⑬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）への注水の準備完了を報告する。

⑭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）への注水開始を指示する。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】

⑮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とし，低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m³／h程度）により注水されたことを確認し，発電長に報告する。

なお，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80m³／hに調整し，格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知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全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】

⑯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とし，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指示値の上昇により確認した後，発電長に報告する。

⑰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。

⑱[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温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持するため，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崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し，発電長に報告する。

⑱[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温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持するため，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崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し，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）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合，108分以内で可能である。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・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，1分以内で可能である。

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

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注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。

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の注水手段を着手する場合は，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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を同時並行で準備する。

なお，原子炉圧力容器内の水位が不明と判断した場合は，原子炉底部からジェットポンプ上端（以下「原子炉水位Ｌ０」という。）以上まで水位

を回復させるために必要な原子炉注水量を注水する。その後，原子炉水位をＬ０以上で維持するため崩壊熱相当の注水量以上での注水を継続的に実施する。

ａ．低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により低圧代替注水系（常設）の電源を確保し，原子炉圧力容器へ注水する。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，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心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，低圧代替注水系（常設）の運転状態確認後，逃がし安全弁により減圧を実施する。

逃がし安全弁により減圧を実施する手順については「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。

なお，注水を行う際は，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を並行して行う。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。

(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。手順の対応フローを第1.8－3図に，概要図を第1.8－12図に，タイムチャートを第1.8－13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開始を指示する。

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Ｃ系注入弁の電源切替え操作を実施する。

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電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④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）を起動操作した後，常設低圧代替注水系ポンプが起動し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上であることを確認するとともに常設低圧代替注水系系統分離弁，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。

⑤発電長は，原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認後，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Ｃ系注入弁の全開操作を実施する。

⑦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（常設ライン用），（常設ライン狭帯域用）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位Ｌ０以上に維持する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内で可能である。

b．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系によ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，低圧代替注水系（可搬型）の運転状態確認後，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る原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離

時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）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手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8－3図に，概要図を第1.8－14図に，タイムチャートを第1.8－15図に示す（残留熱除去系Ｃ系配管を使用する原子炉建屋西側接続口，高所西側接続口又は高所東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原子炉建屋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⑦以外同様。）。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理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災害対策本部長代理は，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とともに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開始を指示する。

③発電長は，運転員等に残留熱除去系Ｃ系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開始を指示する。

④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Ｃ系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の電源切替え操作を実施する。

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電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑥発電長は，原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認後，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の系統構成を指示する。

⑦[a]残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口，高所西側接続口又は高所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，残留熱除去系Ｃ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の全開操作を実施する。

⑦[b]低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋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の全開操作を実施する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に低圧代替注水系（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。

⑨災害対策本部長代理は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡するとともに重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口又は高所東側接続口の弁の全開操作を実施し，低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑪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の確認を指示する。

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低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），（常設ライン狭帯域用）又は低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），（可搬ライン狭帯域用）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位Ｌ０以上に維持する。

(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系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】（水源：代替淡水貯槽）

・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，215分以内で可能である。

【残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

・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，140分以内で可能である。

【低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】（水源：代替淡水貯槽）

・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，535分以内で可能である。

【低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

・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，320分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保

していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び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。

ｃ．代替循環冷却系による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，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，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により代替循環冷却系の電源を確保し，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，代替循環冷却系の運転状態確認後，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る原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，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ず，代替循環冷却系が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

(b)　操作手順

代替循環冷却系Ａ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（代替循環冷却系Ｂ系による原子炉圧力容器への注水手順も同様。）。

手順の対応フローを第1.8－3図に，概要図を第1.8－16図に，タイムチャートを第1.8－17図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系Ａ系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系Ａ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系ミニフロー弁，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系注入弁の電源切替え操作を実施する。

③運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系Ａ系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ａ系注水配管分離弁，残留熱除去系Ａ系ミニフロー弁，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）バイパス弁の全閉操作を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプ（Ａ）入口弁及び代替循環冷却系Ａ系テスト弁の全開操作を実施する。

⑥運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプ（Ａ）を起動し，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa［gage］以上であることを確認後，発電長に報告する。

⑦発電長は，原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認後，運転員等に代替循環冷却系Ａ系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ａ系注入弁の全開操作を実施した後，代替循環冷却系Ａ系注入弁の全開操作を実施するとともに，代替循環冷却系Ａ系テスト弁の全閉操作を実施する。

⑨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指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位Ｌ０以上に維持する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，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分以内で可能である。

ｄ．消火系による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，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，消火系の運転状態確認後，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る原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，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ず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。

(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。手順の対応フローを第1.8－3図に，概要図を第1.8－18図に，タイムチャートを第1.8－19図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。

②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て確認する。

③運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。

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準備のため，ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑤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約0.79MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑥発電長は，原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認後，運転員等に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。

⑦運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁及び残留熱除去系Ｂ系注入弁の全開操作を実施する。

⑧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指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位Ｌ０以上で維持する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，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56分以内で可能である。

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

ｅ．補給水系による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，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，補給水系の運転状態確認後，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る原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，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ず，補給水系が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(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。

手順の対応フローを第1.8－3図に，概要図を第1.8－20図に，タイムチャートを第1.8－21図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。

②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て確認する。

③発電長は，災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替え

を依頼する。

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

⑤重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切替えを実施し，災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替えが完了したことを報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑥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の全開操作を実施する。

⑦運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。

⑧運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁の全開操作を実施する。

⑨発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑩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約0.84MPa［gage］以上であることを確認する。

⑪発電長は，原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認後，運転員等に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。

⑫運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ｂ系注入弁の全開操作を実施し，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指示値及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位Ｌ０以上に維持する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，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4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。

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

f．高圧代替注水系による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，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により高圧代替注水系の電源を確保し，原子炉圧力容器へ注水する。

なお，注水を行う際は，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を並行して行う。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，高圧代替注水系が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガン

マ線線量率の10倍以上となった場合，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：原子炉圧力指示値が0.69MPa[gage]以上ある場合において，設備に異常がなく，電源及び水源（サプレッション・チェンバ）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については，「1.2.2.1(1) a．中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて操作を実施した場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

g．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

損傷炉心へ注水する場合，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，損傷炉心へ注水する場合で，ほう酸水注入系が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(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。手順の対応フローを第1.8－3図に，概要図を第1.8－22図に，タイムチャートを第1.8－23図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に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開始を指示する。

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て確認する。

③運転員等は中央制御室にて，ほう酸水注入ポンプ（Ａ）又はほう酸水注入ポンプ（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」位置（Ｂ系を起動する場合は「ＳＹＳ　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全開となり，ほう酸水注入ポンプが起動し，原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）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。

④発電長は，運転員等にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し，ほう酸水の全量注入完了を確認後，ほう酸水注入ポンプを停止するよう指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，ほう酸水注入ポンプを停止し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（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分以内で可能である。

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。

西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び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。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による常設低圧代替注水系ポンプ，高圧代替注水系，代替循環冷却系ポンプ，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並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「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。

1.8.2.4　重大事故等時の対応手段の選択

(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段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8－24図に示す。

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が確保できた場合，代替淡水貯槽が使用可能であれば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）の水位確保操作を実施する。代替淡水貯槽が使用できない場合，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）の水位確保操作を実施する。また，原子炉圧力容器が破損し，ペデスタル（ドライウェル部）へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても，ペデスタル（ドライウェル部）の水位確保を実施する際と同様の順で対応手段を選択し，ペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。ペデスタル（ドライウェル部）の水位確保操作は，発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却と並行して実施するが，発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却とペデスタル（ドライウェル部）の水位確保操作が並行して実施できない場合は，発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却を実施した後，ペデスタル（ドライウェル部）への水張りを実施する。

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）への注水手段については，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する。

また，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の手段のうちペデスタル（ドライウェル部）への注水可能な系統1系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，その手段によるペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始する。

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，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。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。

(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段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8－24図に示す。

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が確保できるまでは，交流動力電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し，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が確保できた段階で，高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。また，低圧の代替注水手段の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は，高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。

発電用原子炉の減圧が完了し，代替淡水貯槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。代替淡水貯槽が使用できない場合，代替循環冷却系，消火系，補給水系又は低圧代替注水系

（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については，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する。

また，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，補給水系及び高圧代替注水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

なお，消火系による原子炉圧力容器への注水は，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。また，補給水系は連絡配管閉止フランジの切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。

溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際，炉心損傷と判断した場合は，原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。

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際の系統の選択は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：代替循環冷却系Ａ系

優先②：代替循環冷却系Ｂ系

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，対処設備，手順書一覧（1／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
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	－	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 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		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	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
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	－	ペデスタル（ドライウェル部）への注水（消火系による）	格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁	自主対策設備	
		ペデスタル（ドライウェル部）への注水（補給水系による）	格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
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	－	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 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
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	－	原子炉圧力容器への注水（消火系による）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉圧力容器への注水（補給水系による）	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉圧力容器への注水（高圧代替注水系による）	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・チェンバ 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※3 可搬型代替直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
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	－	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	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク 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※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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（1／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.1　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			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		電源	緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「Ｍ／Ｃ」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「Ｐ／Ｃ」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		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
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位（高さ1m超検知用） 格納容器下部水位（高さ0.5m，1.0m未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度
		原子炉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
		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

監視計器一覧（2／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.1　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）			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		補機監視機能	制御棒位置指示
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位（高さ 1m 超検知用） 格納容器下部水位（高さ 0.5m，1.0m 未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度
		原子炉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
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（3／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.1　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			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		補機監視機能	制御棒位置指示
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位（高さ1m超検知用） 格納容器下部水位（高さ0.5m，1.0m未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度
		原子炉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
		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

監視計器一覧（4／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.1　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			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		補機監視機能	制御棒位置指示
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位（高さ 1m 超検知用） 格納容器下部水位（高さ 0.5m，1.0m 未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度
		原子炉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
		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

監視計器一覧（5／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.2　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．低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）
		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

監視計器一覧（6／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.2　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．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）			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（7／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.2　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．代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
		水源の確保	サプレッション・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量
		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

監視計器一覧（8／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.2　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. 消火系による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
		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

監視計器一覧（9／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.2　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．補給水系による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
		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

監視計器一覧（10／11）

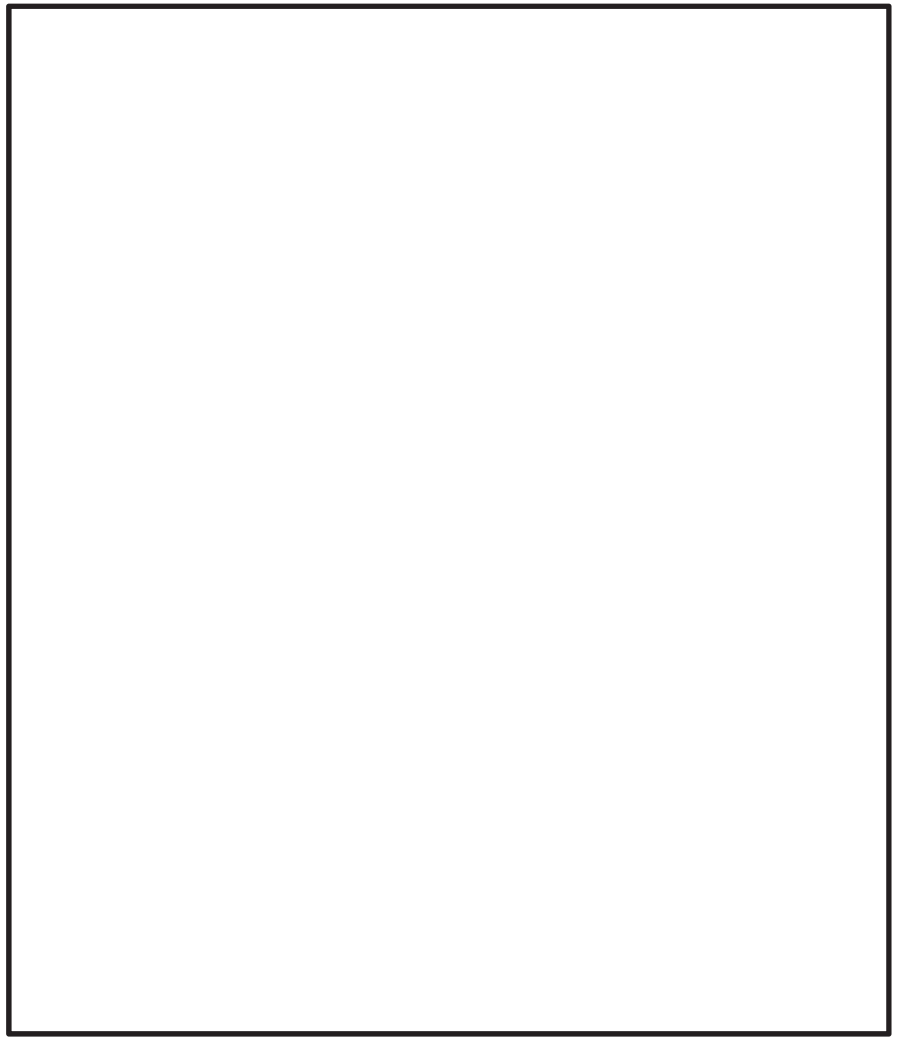
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水 ｆ．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	サプレッション・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量
		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

監視計器一覧（11／11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.2　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．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			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉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

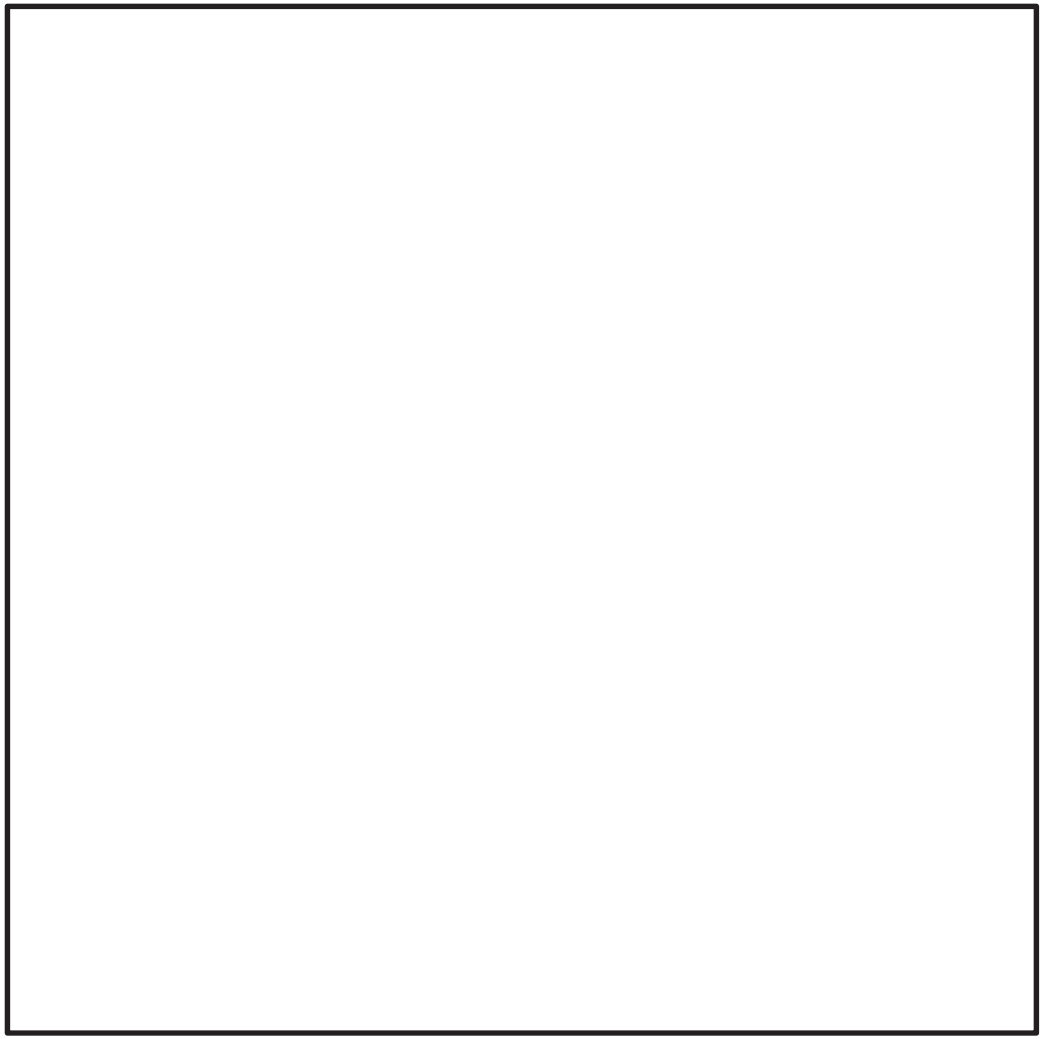
第1.8－3表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	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 可搬型代替交流電源設備 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 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「ＭＣＣ」という。）
	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
	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
	原子炉隔離時冷却系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 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　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
	ほう酸水注入ポンプ・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
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流125V主母線盤



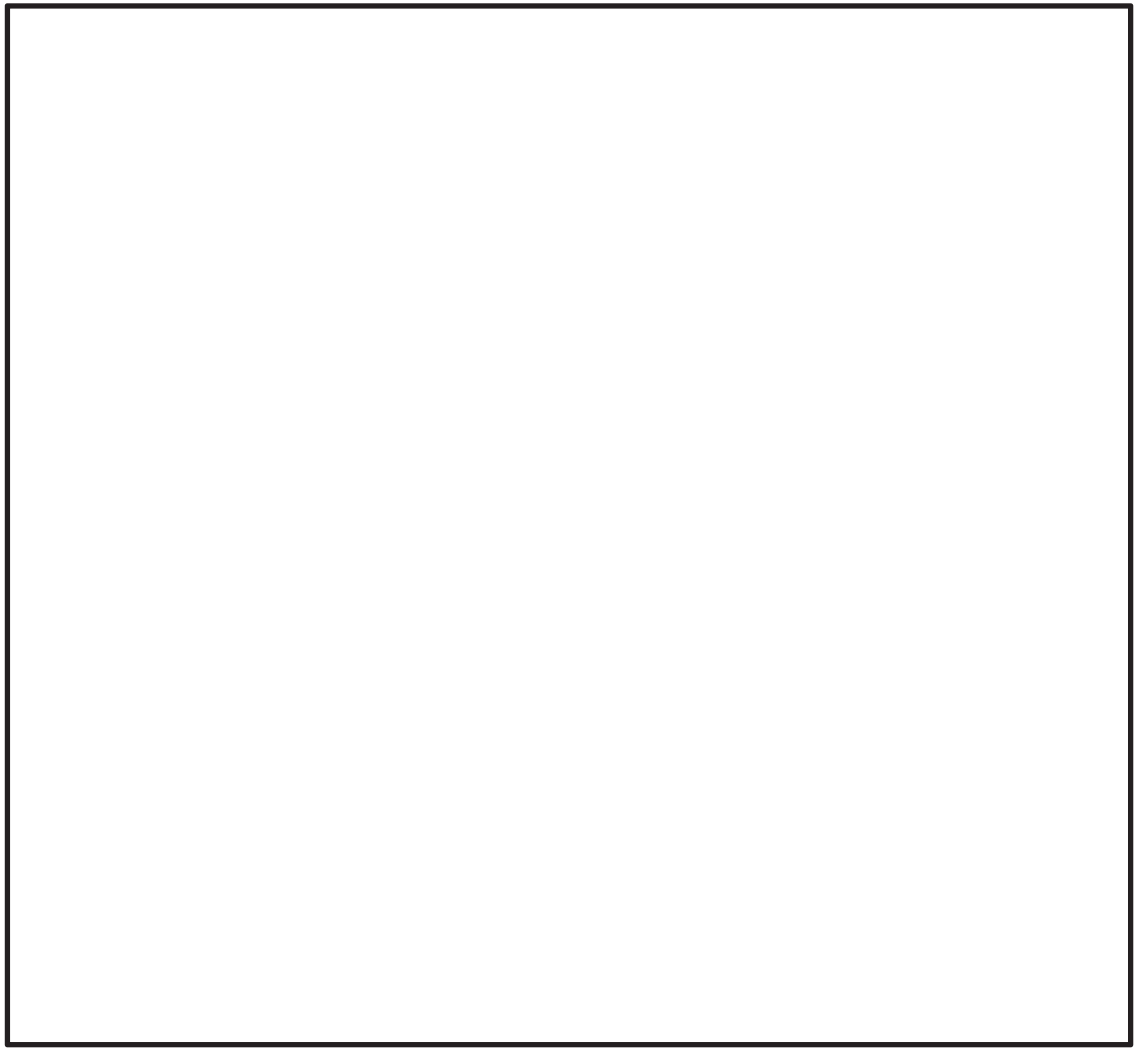
第1.8－1図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－３ａ」における対応フロー

は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



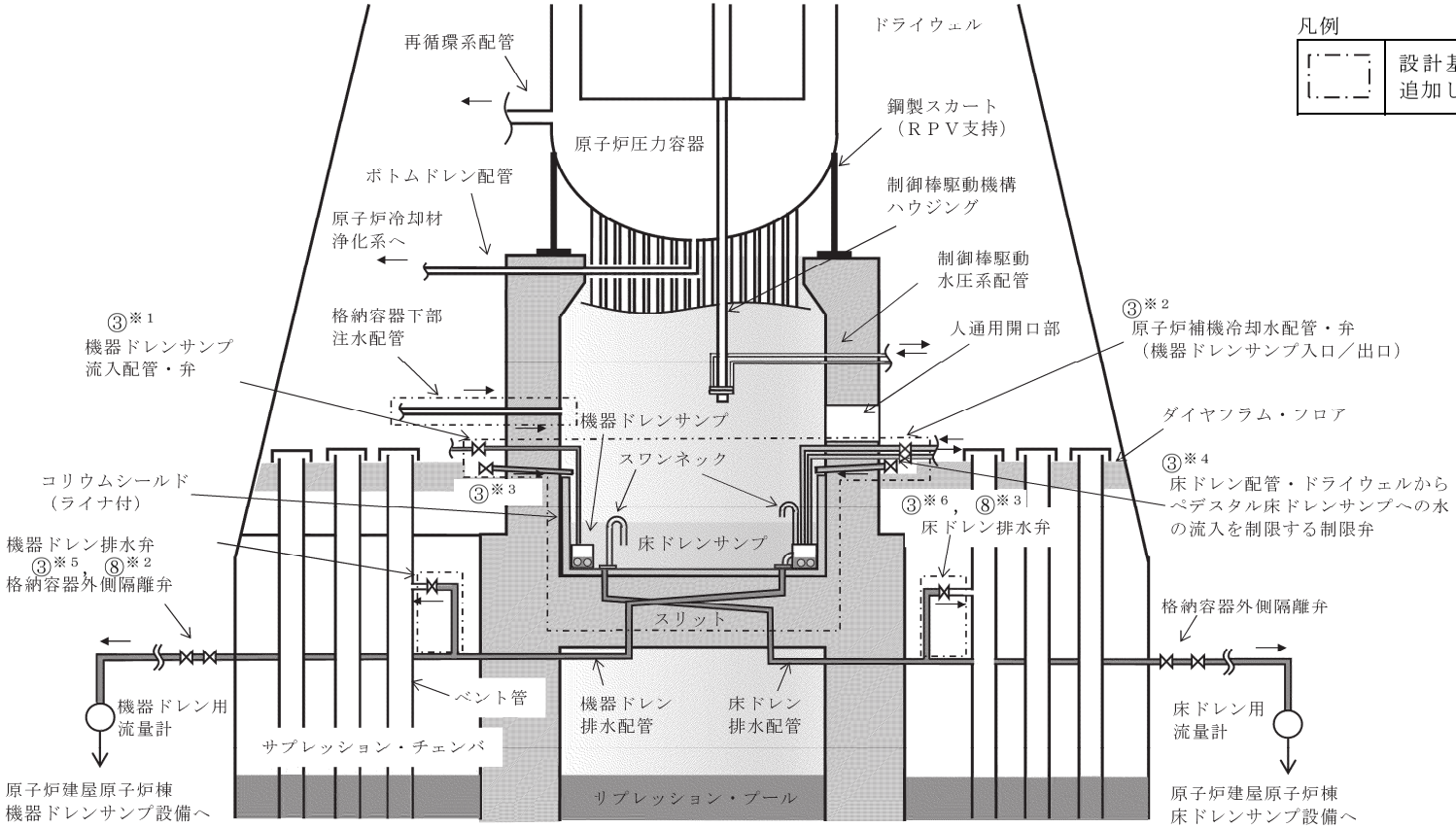
第1.8－2図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－３ｂ」における対応フロー

は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第1.8－3図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」における対応フロー

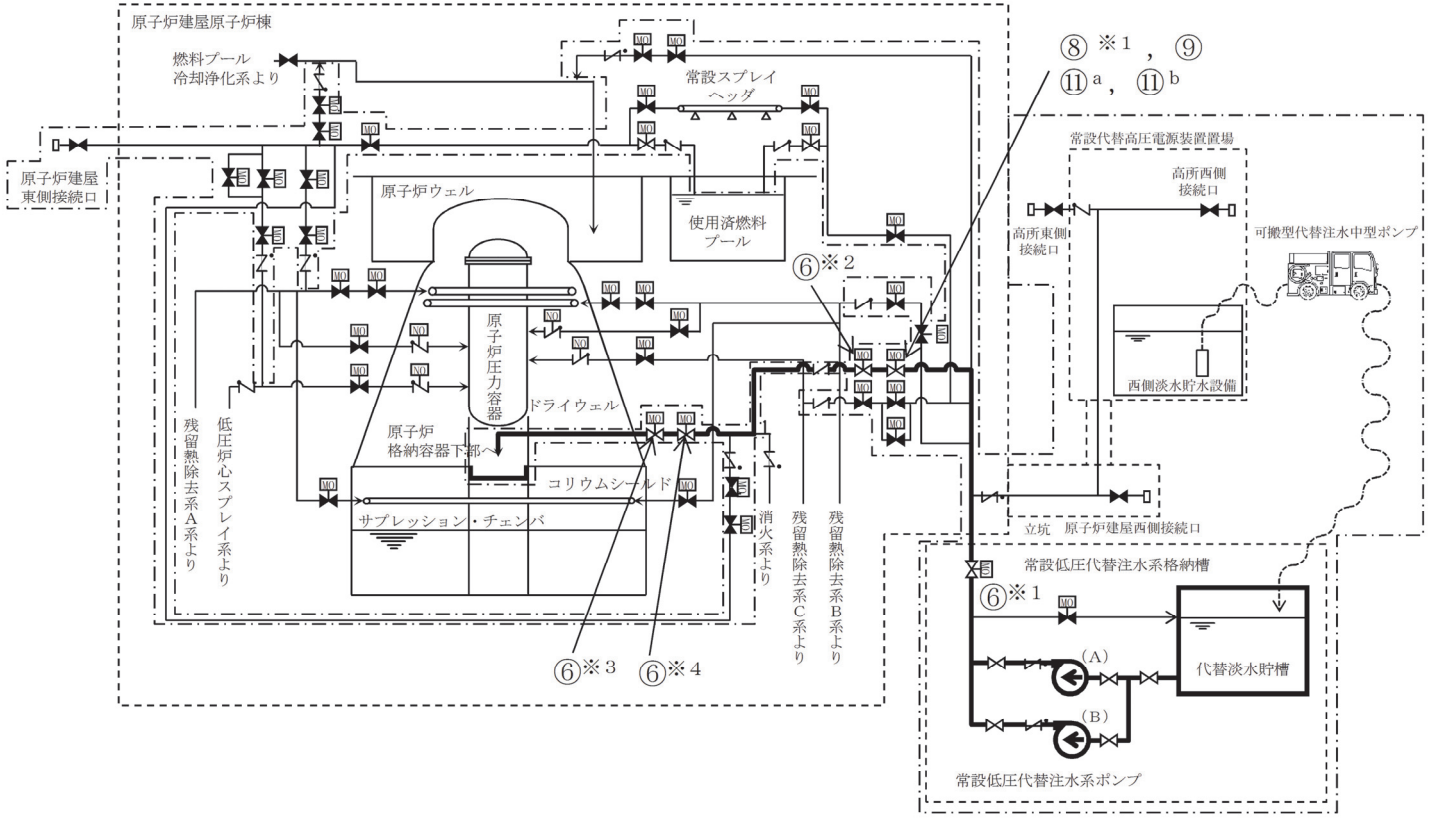
□は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



操作手順	弁名称
③※1，③※2，③※3，③※4	制限弁
③※5，③※6，⑧※2，⑧※3	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1.8－4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）



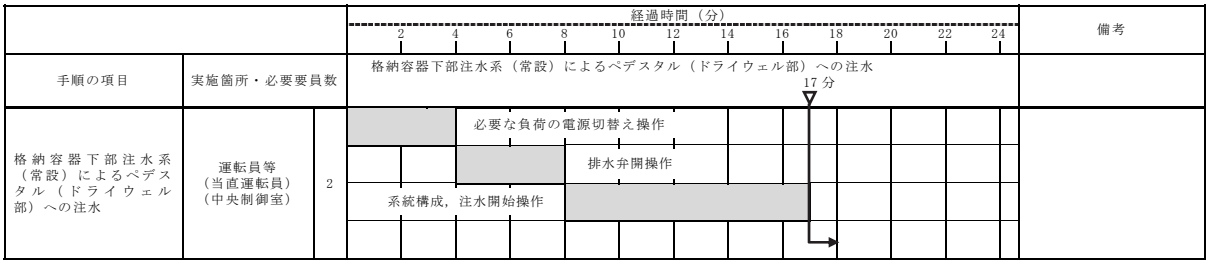
凡例

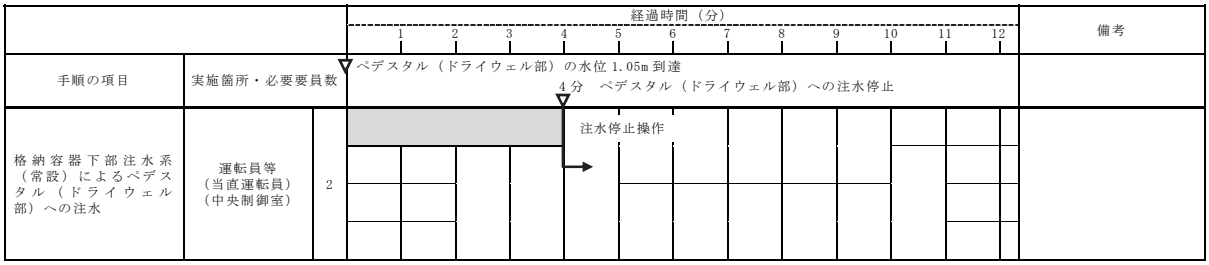
	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

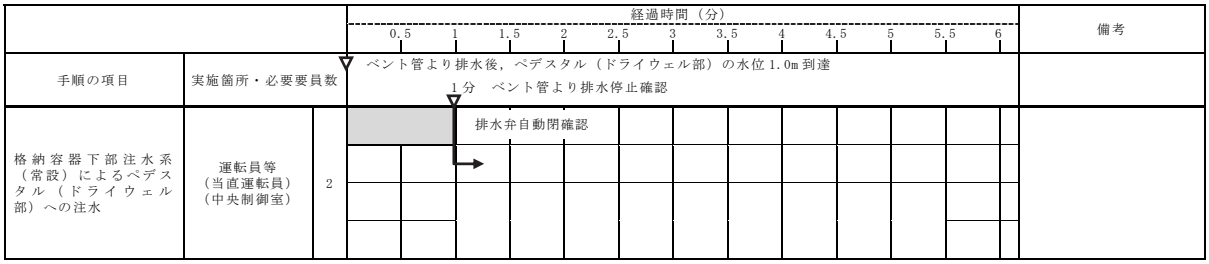
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	常設低圧代替注水系系統分離弁	⑥※4	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁
⑥※2	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	⑧※1，⑨，⑪a，⑪b	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
⑥※3	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁		

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。
○※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。

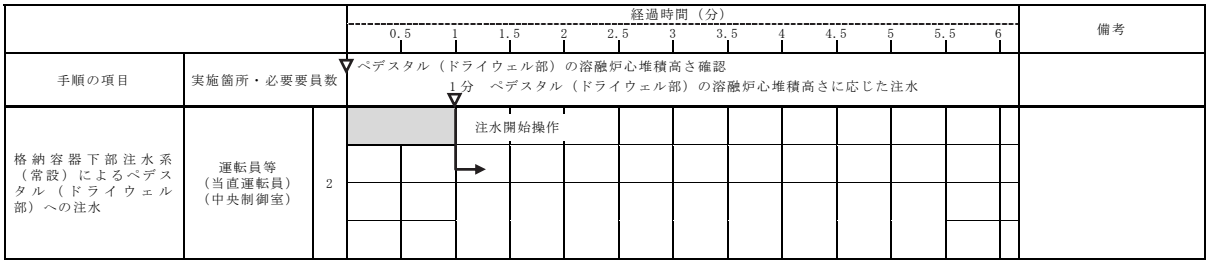
第1.8－4図　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（2／2）





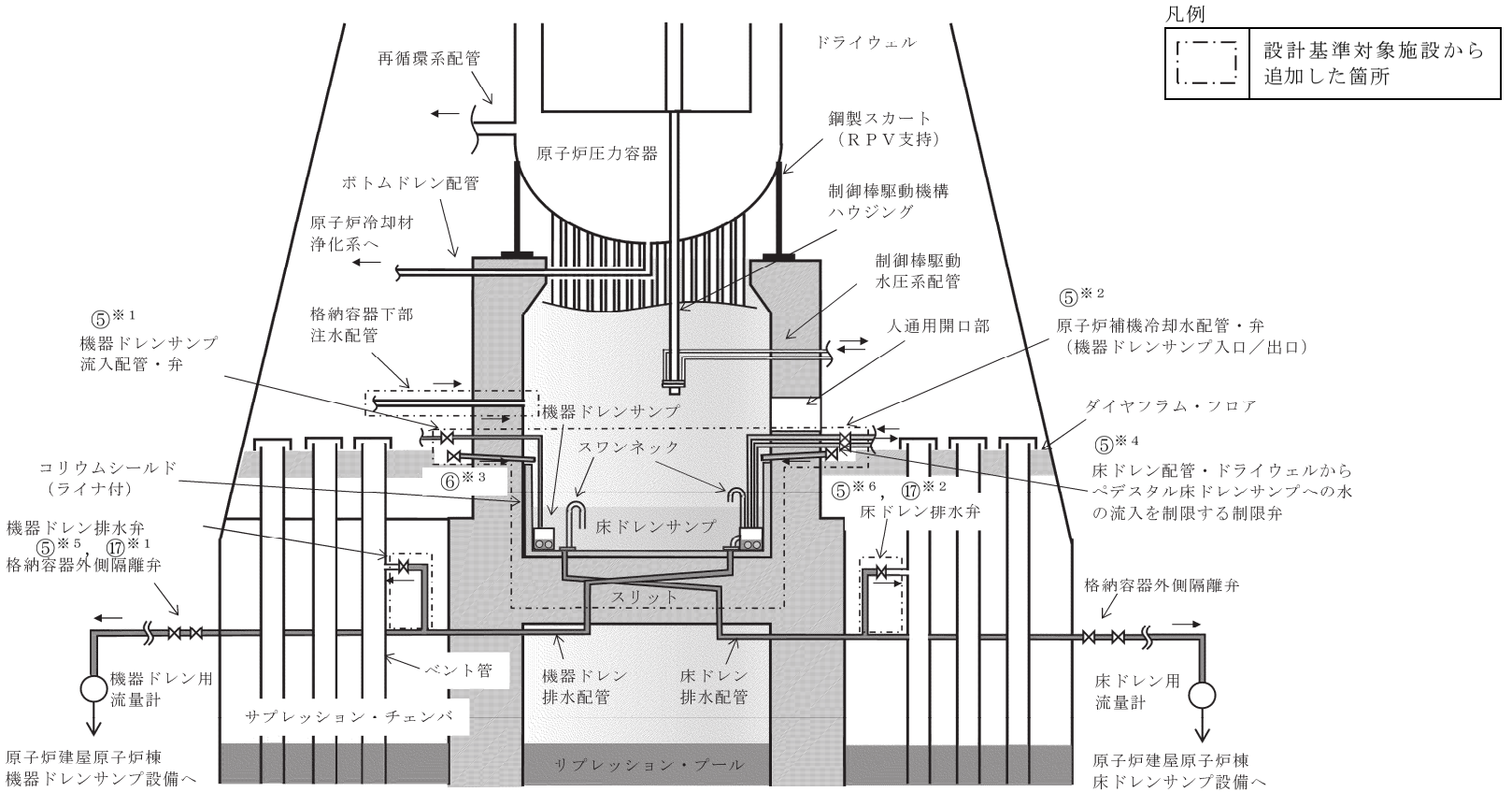


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】



【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】

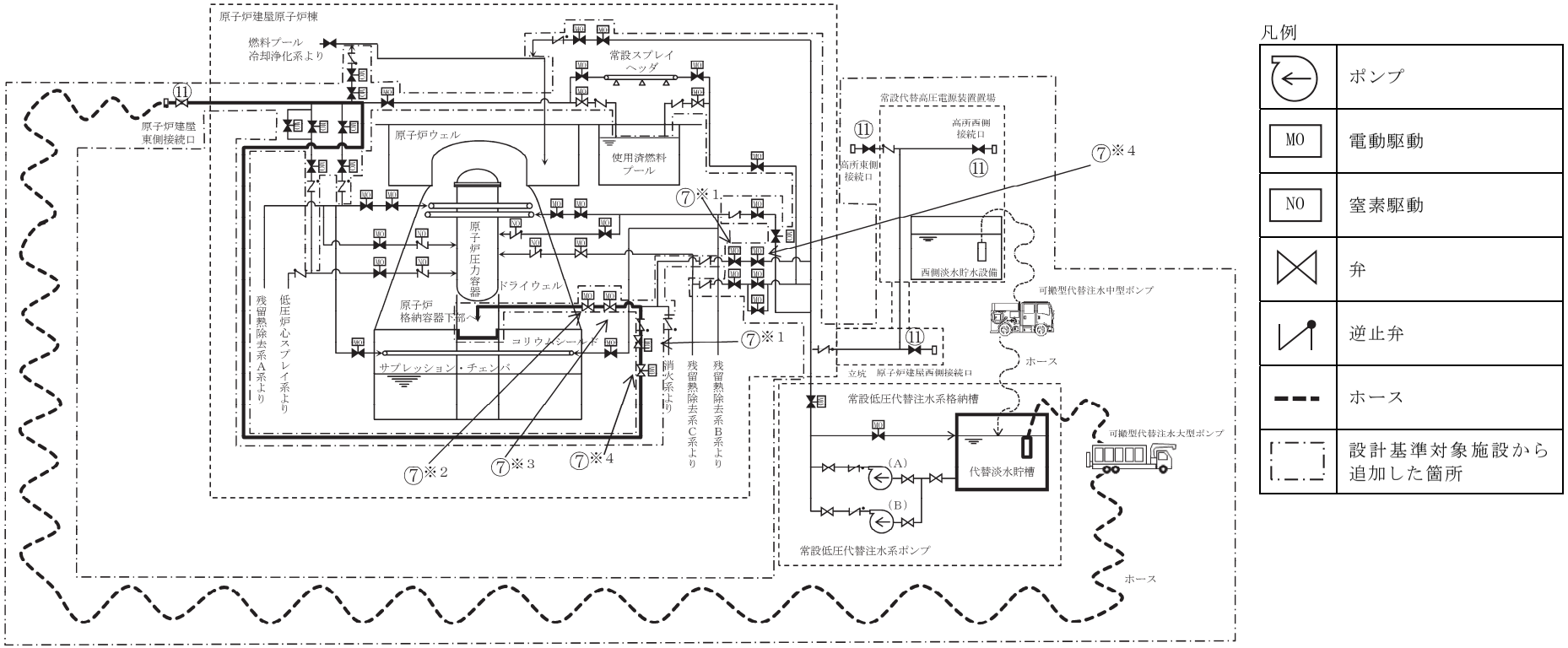
第1.8－5図　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1，⑤※2，⑤※3，⑤※4	制限弁
⑤※5，⑤※6，⑰※1，⑰※2	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1.8－6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）



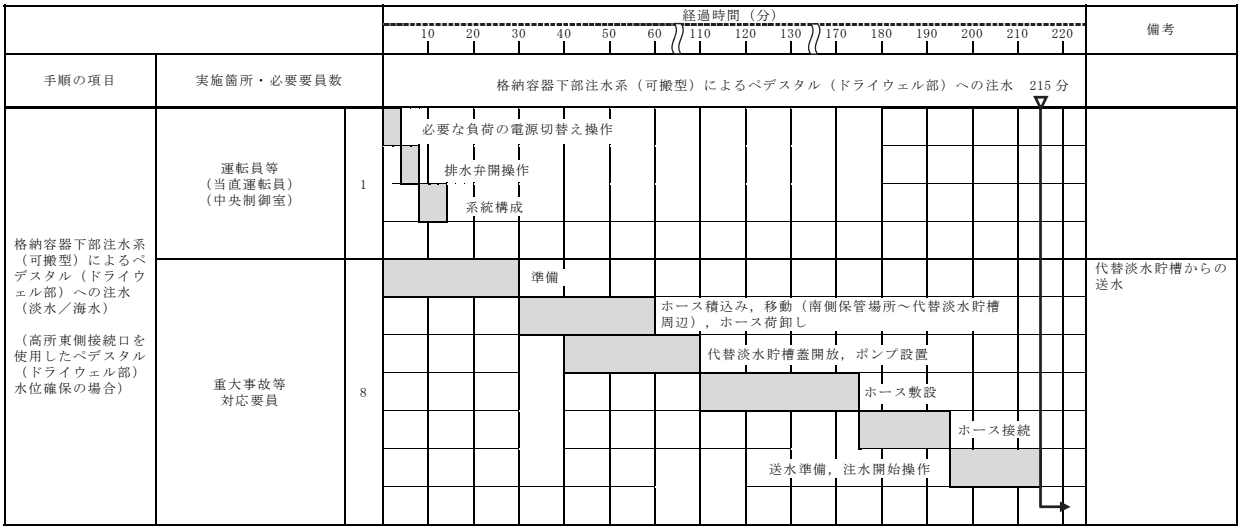
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

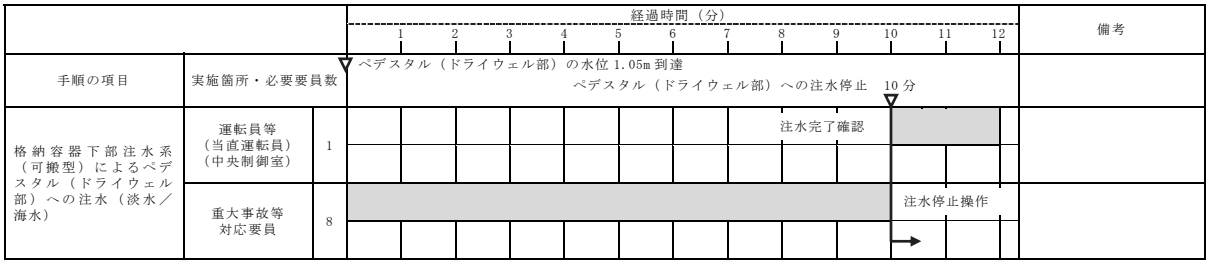
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦※1	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	⑦※4	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
⑦※2	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑪	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁，高所西側接続口の弁，高所東側接続口の弁
⑦※3	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁		

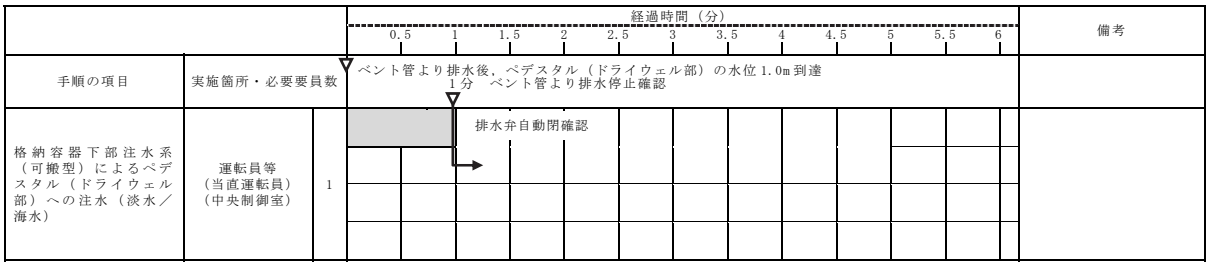
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。
　　○ａ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

第1.8－6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）

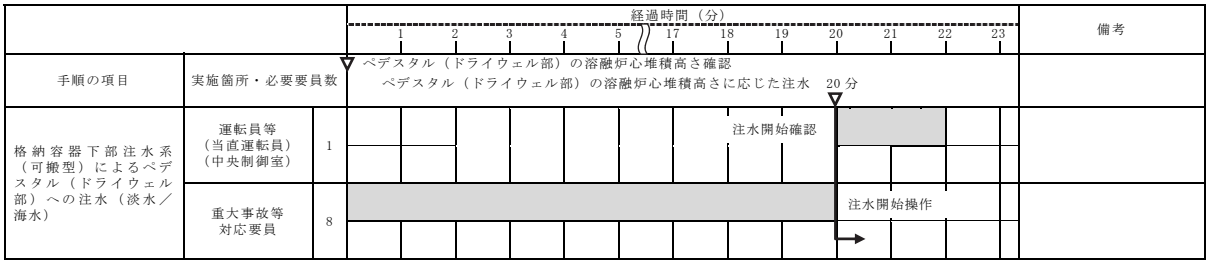


【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は 412m】



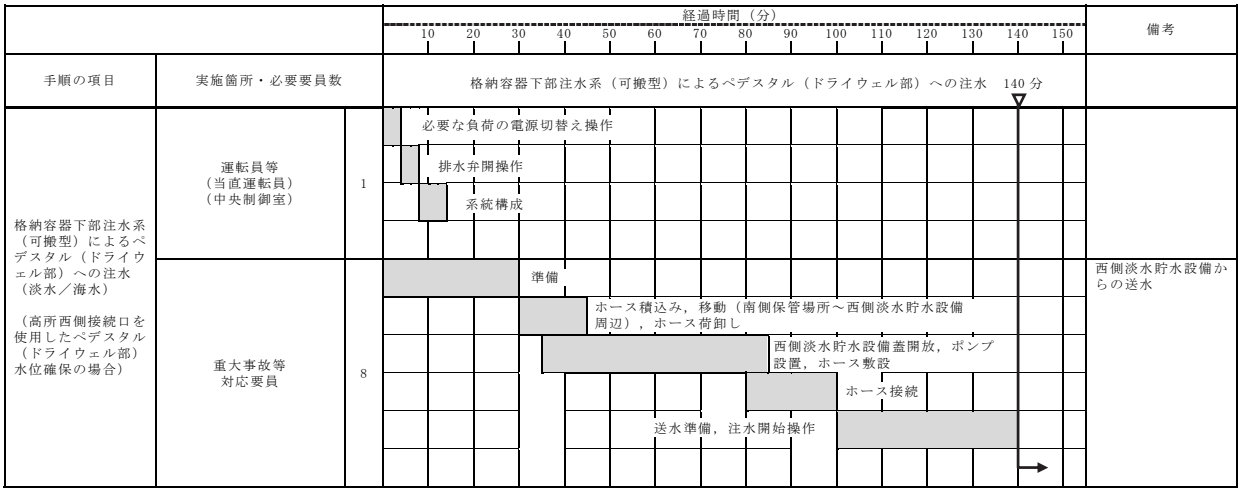


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】

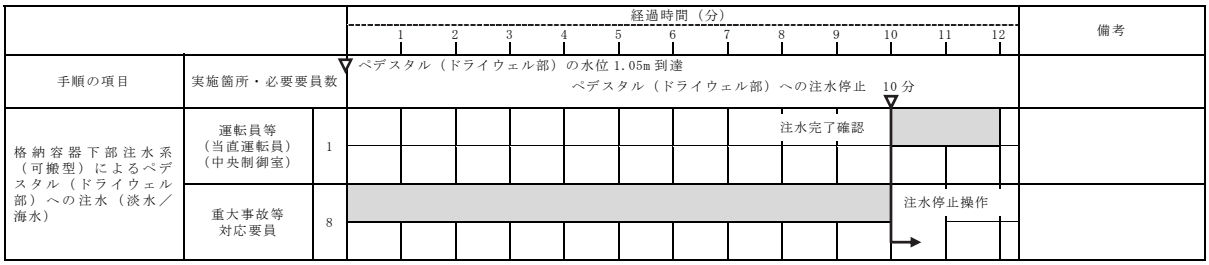


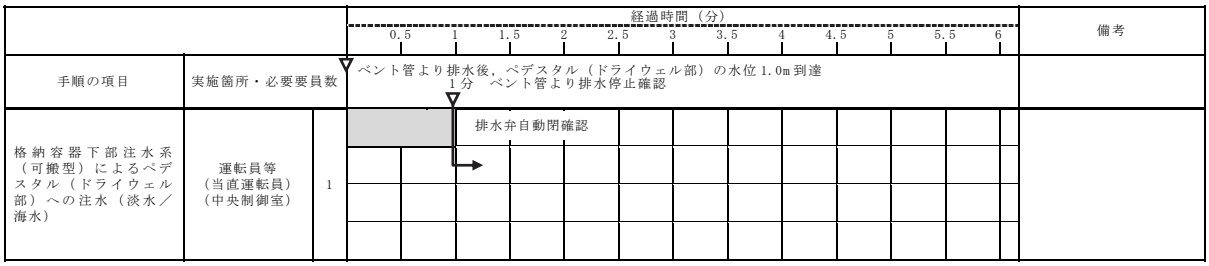
【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

第1.8－7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（1／4）

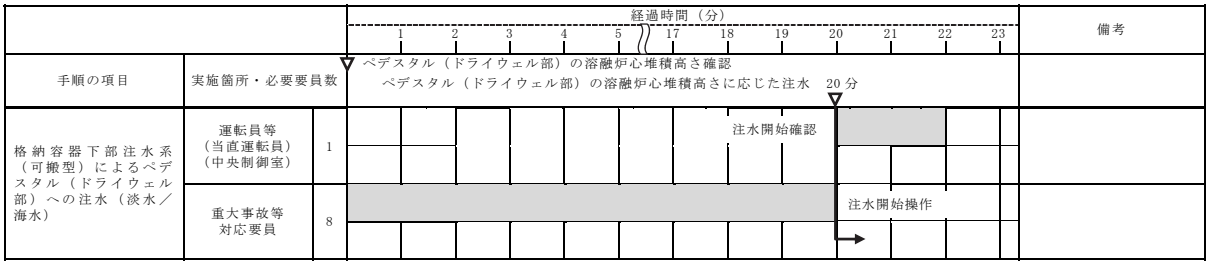


【ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は 70m】



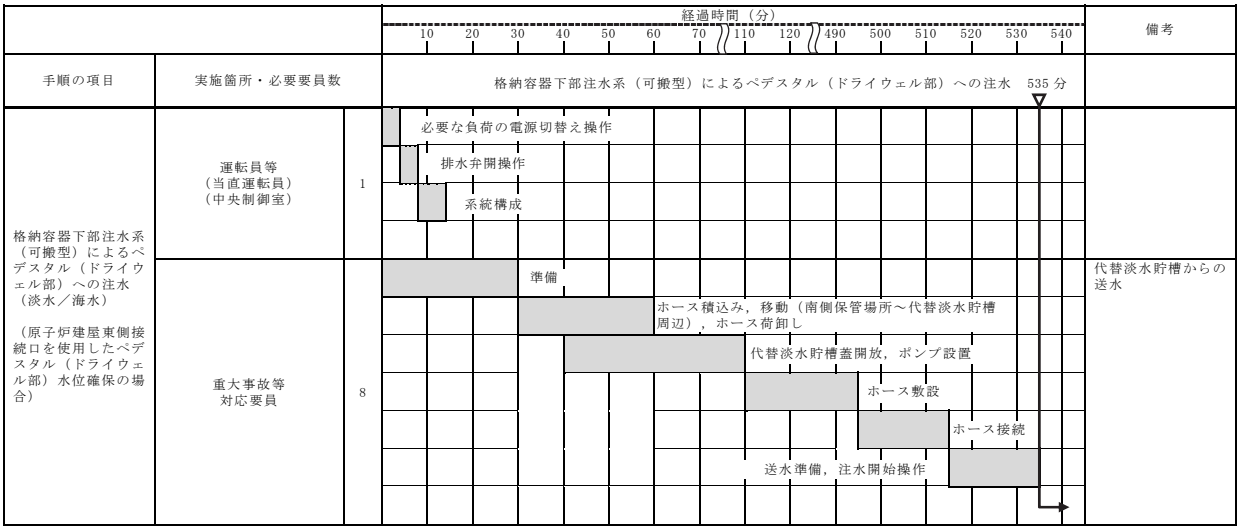


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】

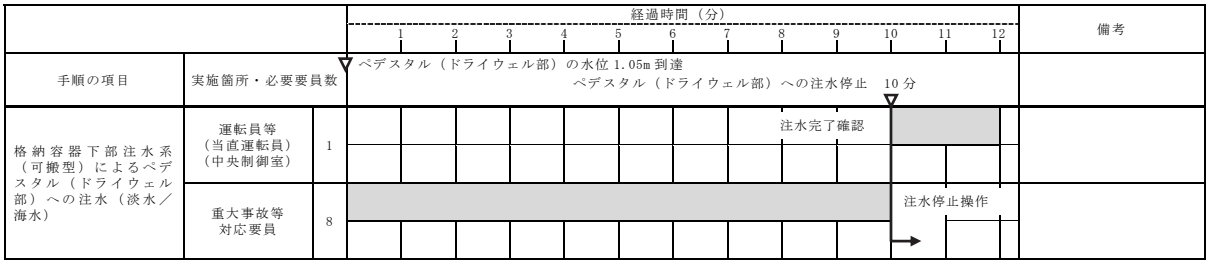


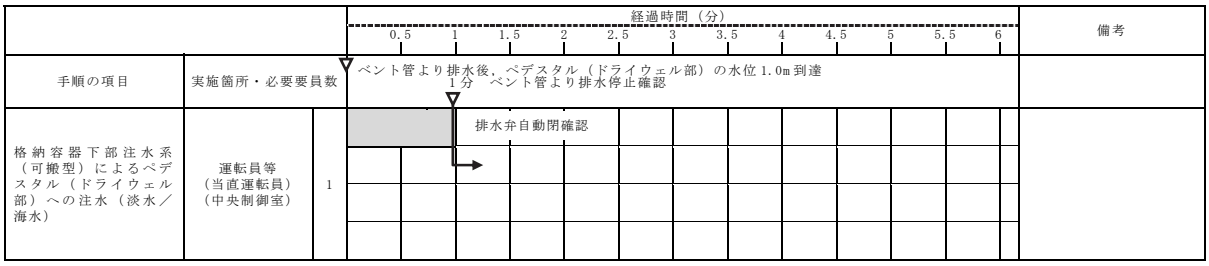
【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

第1.8－7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（2／4）

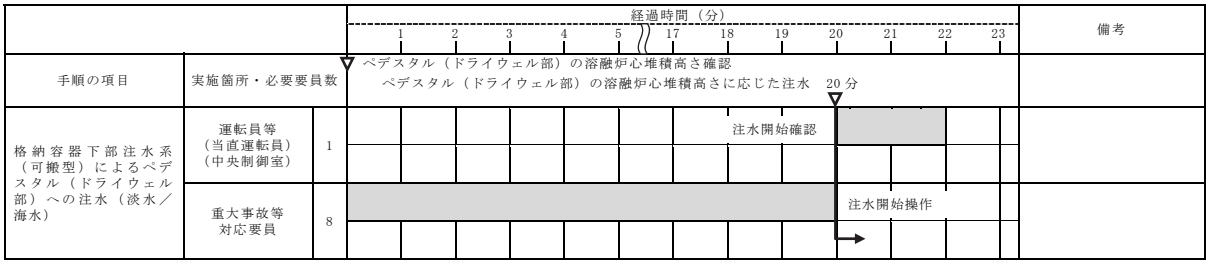


【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は 542m】



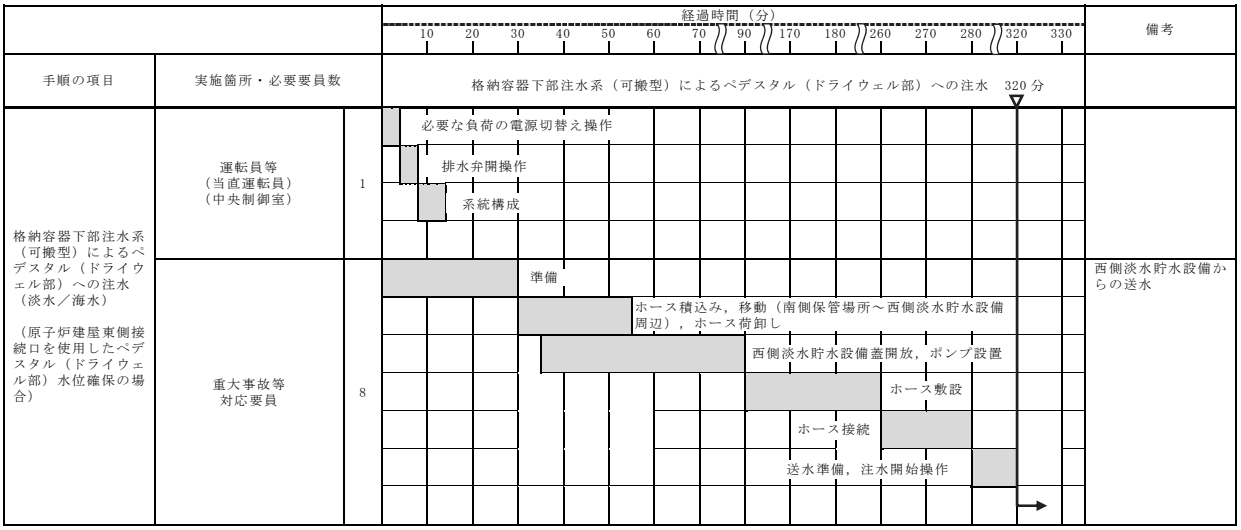


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】

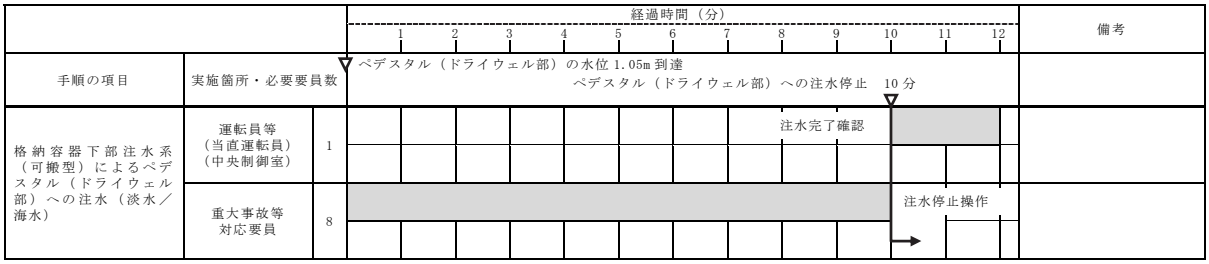


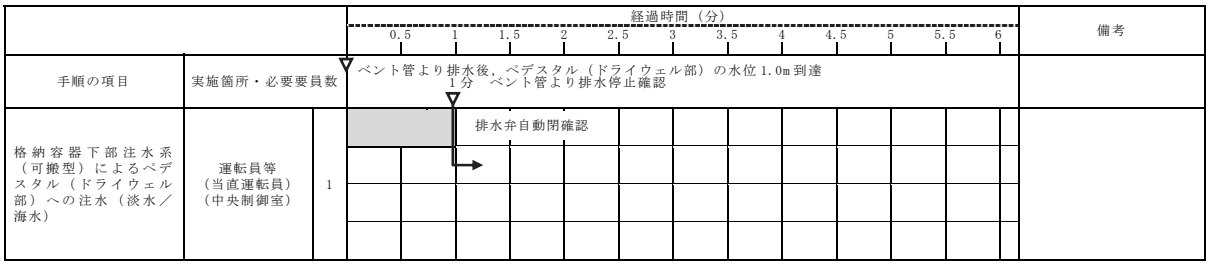
【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

第1.8－7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（3／4）

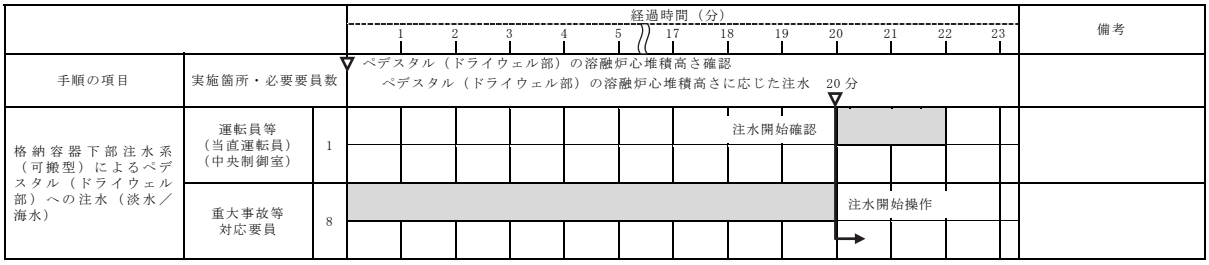


【ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は 881m】



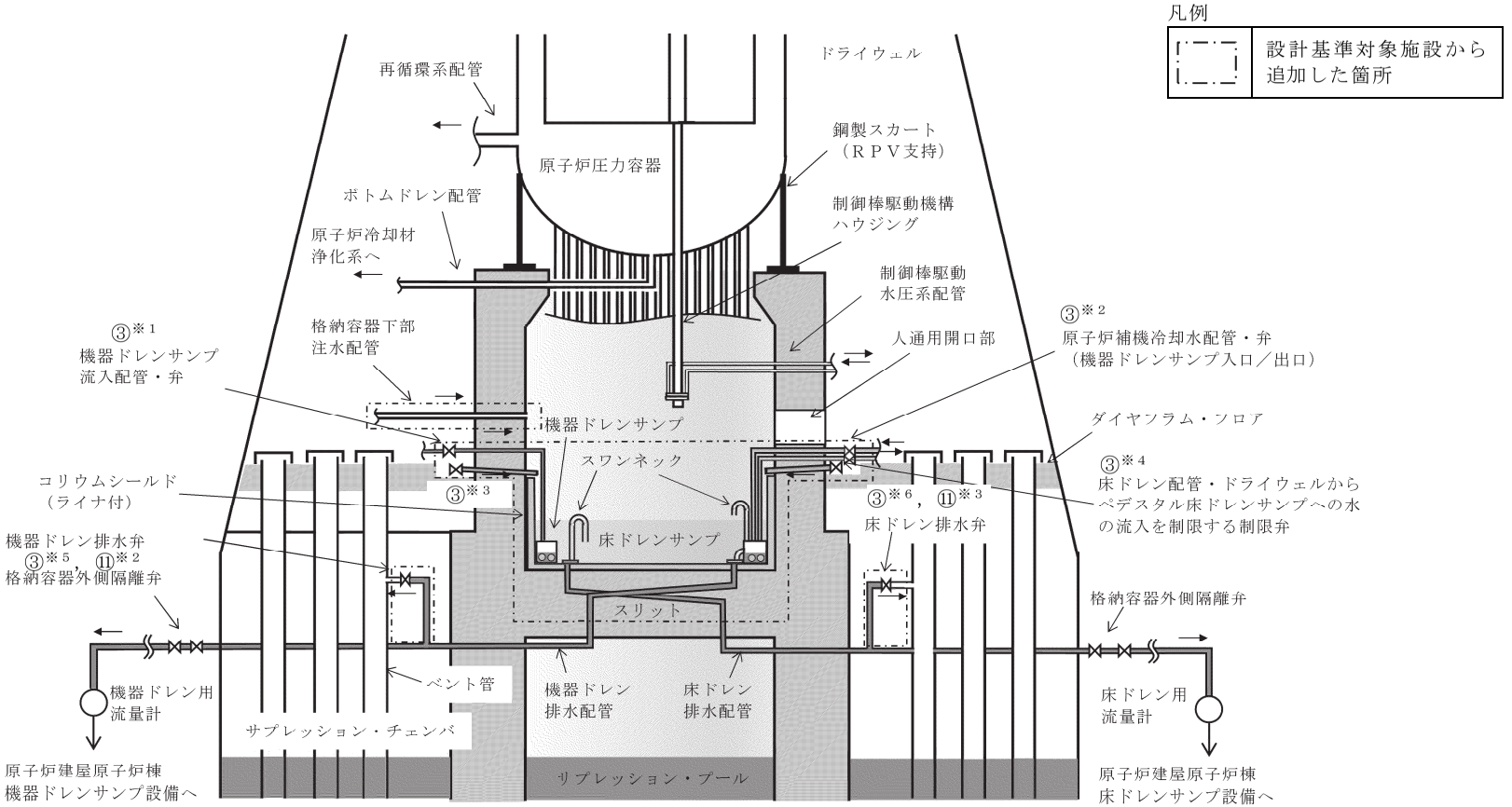


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】



【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】

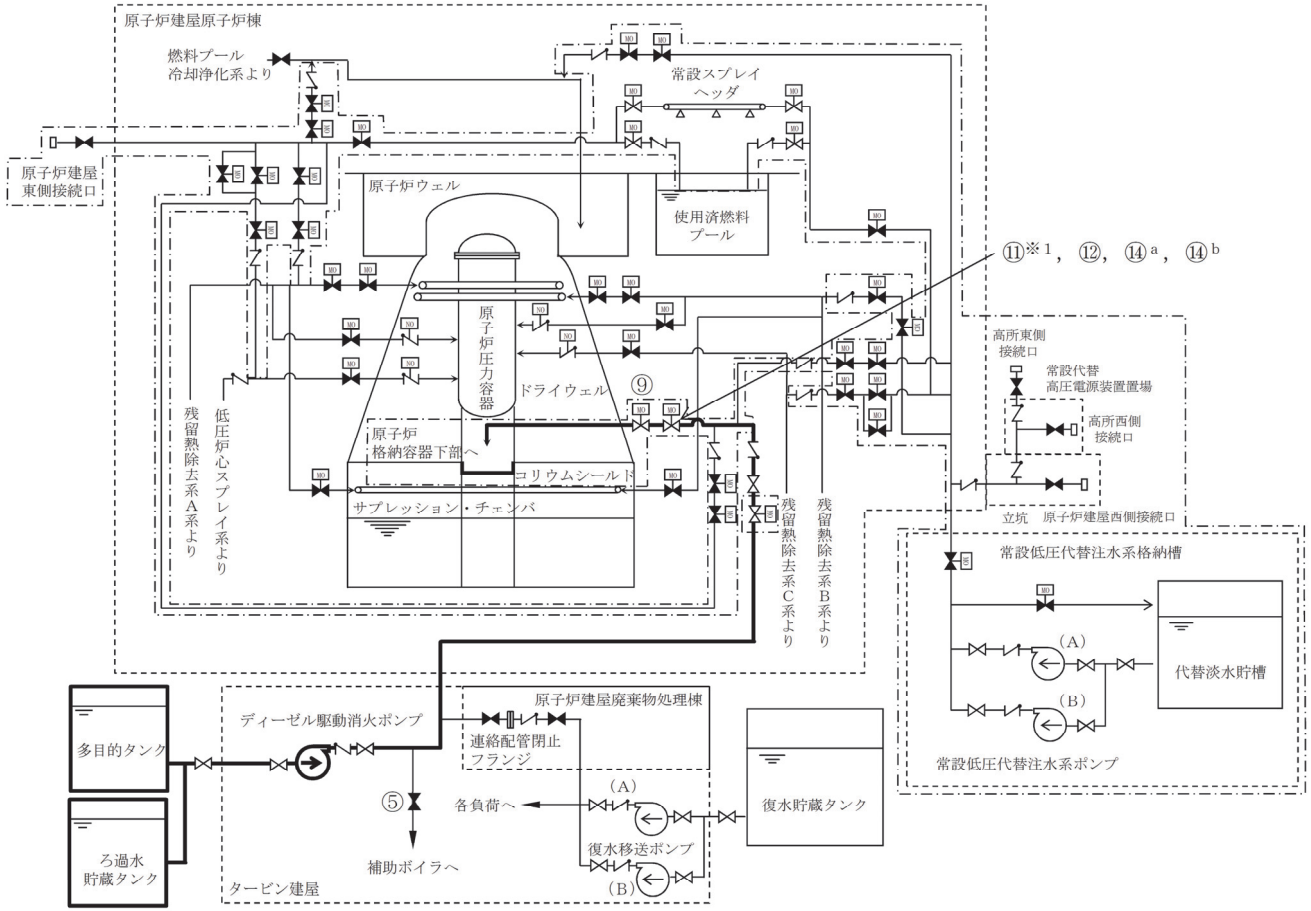
第1.8－7図　格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）　タイムチャート（4／4）



操作手順	弁名称
③※1，③※2，③※3，③※4	制限弁
③※5，③※6，⑪※2，⑪※3	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1.8－8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）



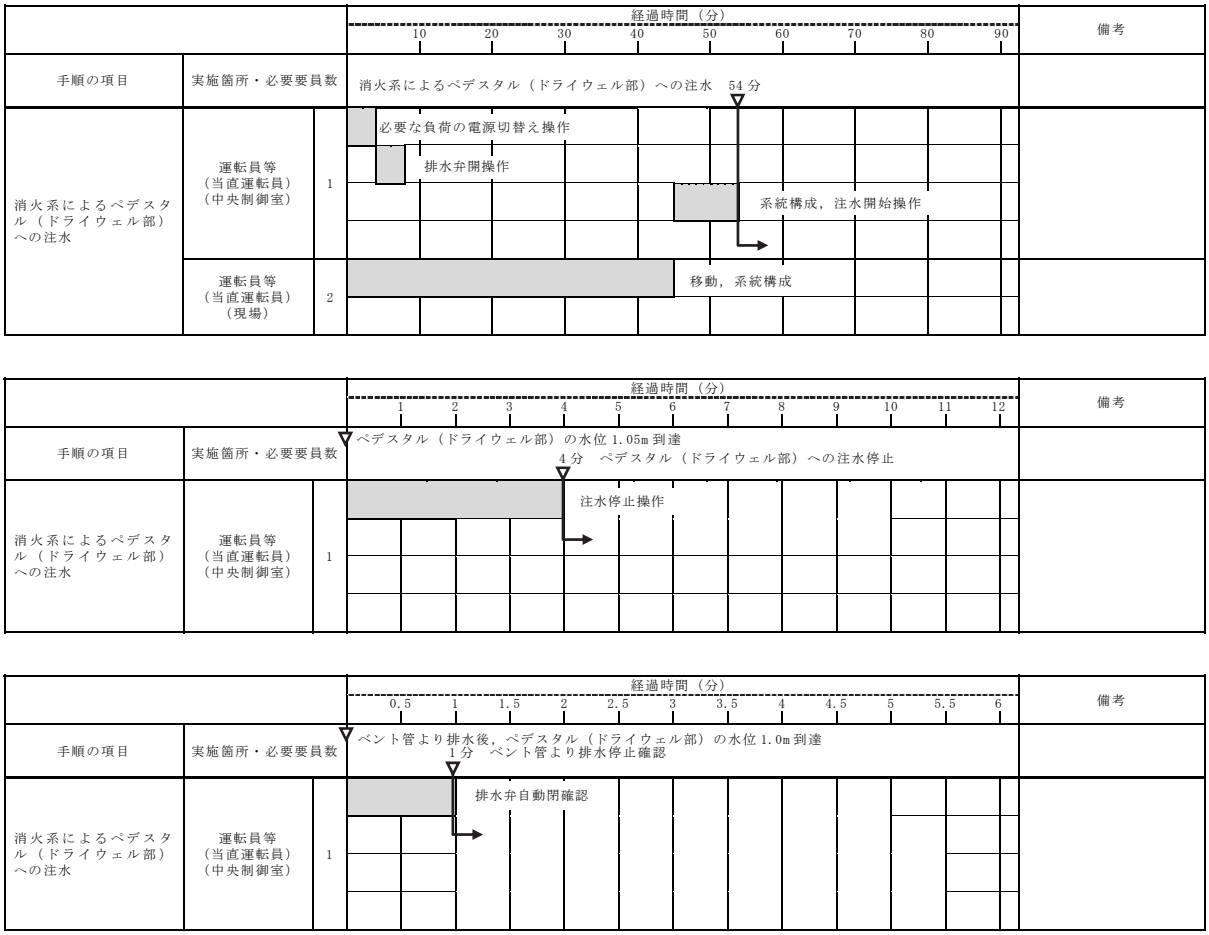
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

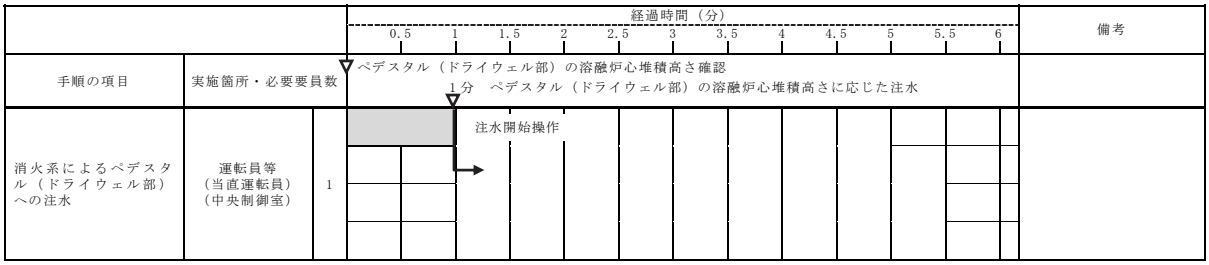
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑤	補助ボイラ冷却水元弁	⑪※1，⑫，⑭a，⑭b	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁
⑨	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁		

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。
○※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1.8－8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）

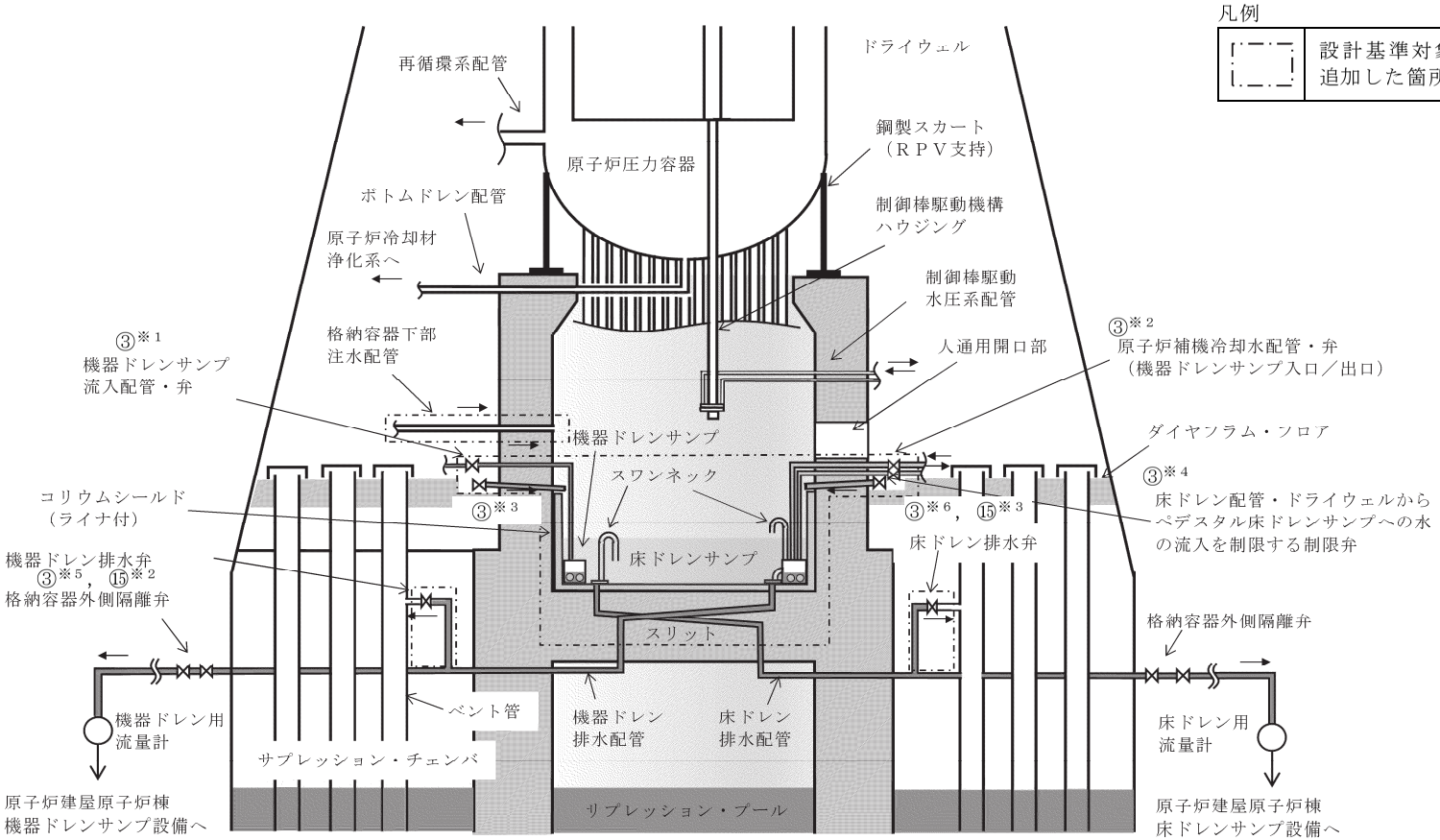


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】



【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】

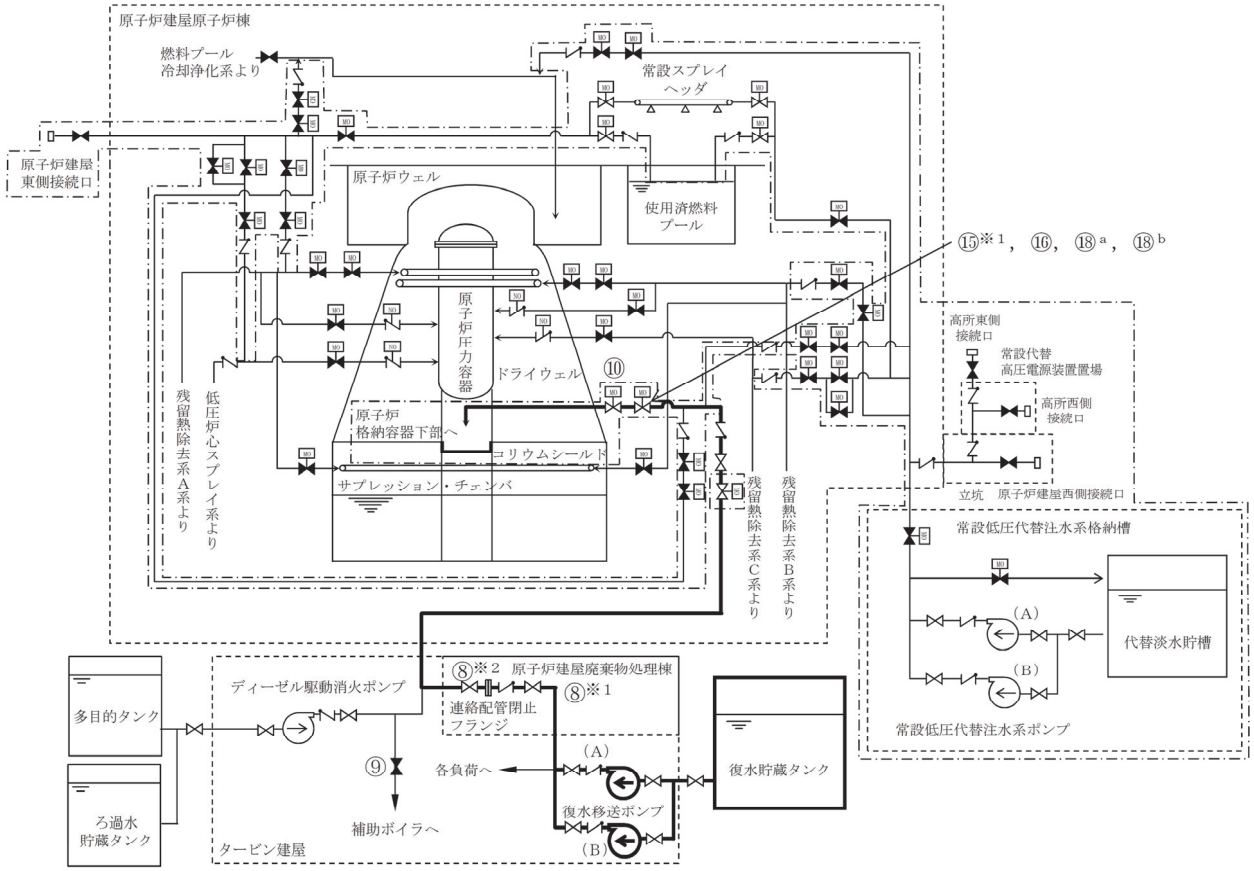
第1.8－9図　消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　タイムチャート



操作手順	弁名称
③※1，③※2，③※3，③※4	制限弁
③※5，③※6，⑮※2，⑮※3	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1.8－10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）



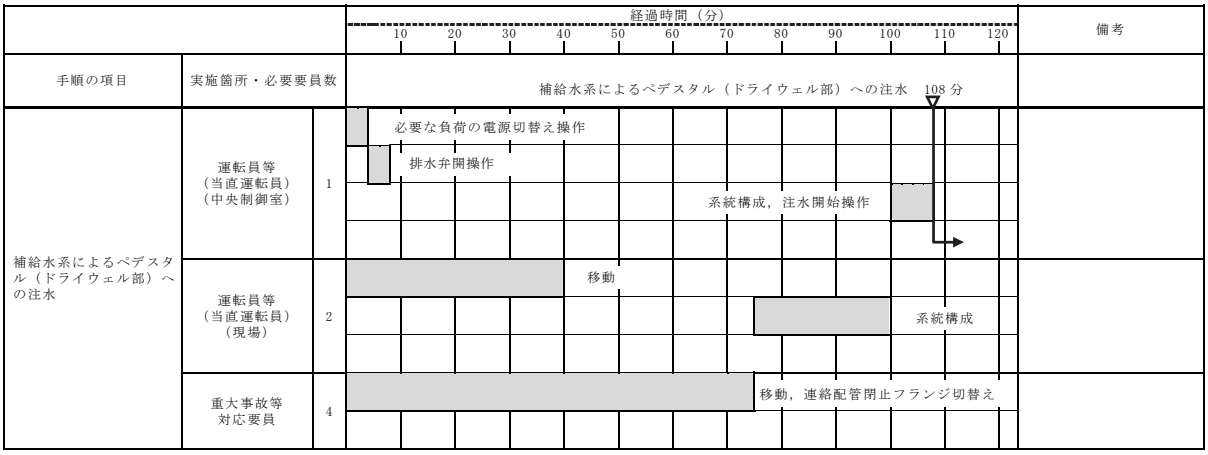
凡例

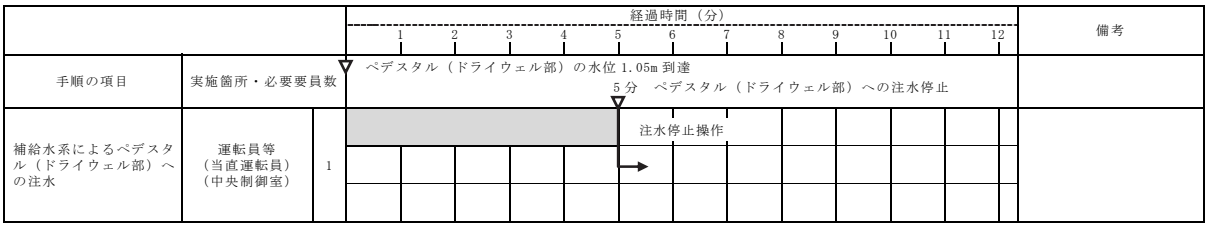
	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

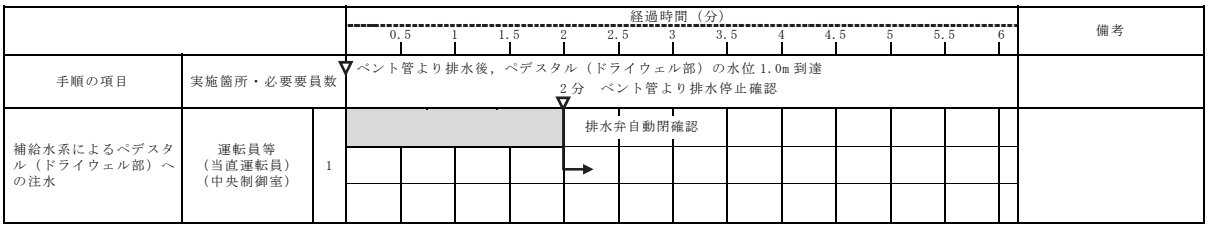
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧※1，⑧※2	補給水系－消火系連絡ライン止め弁	⑩	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁
⑨	補助ボイラ冷却水元弁	⑮※1，⑯，⑱a，⑱b	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁

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。

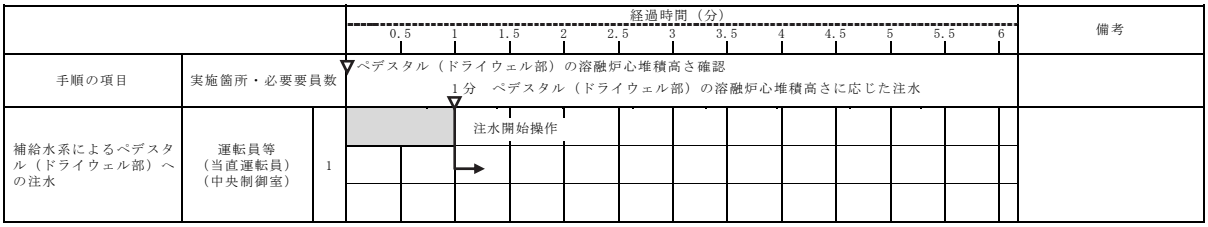
第1.8－10図　補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（2／2）





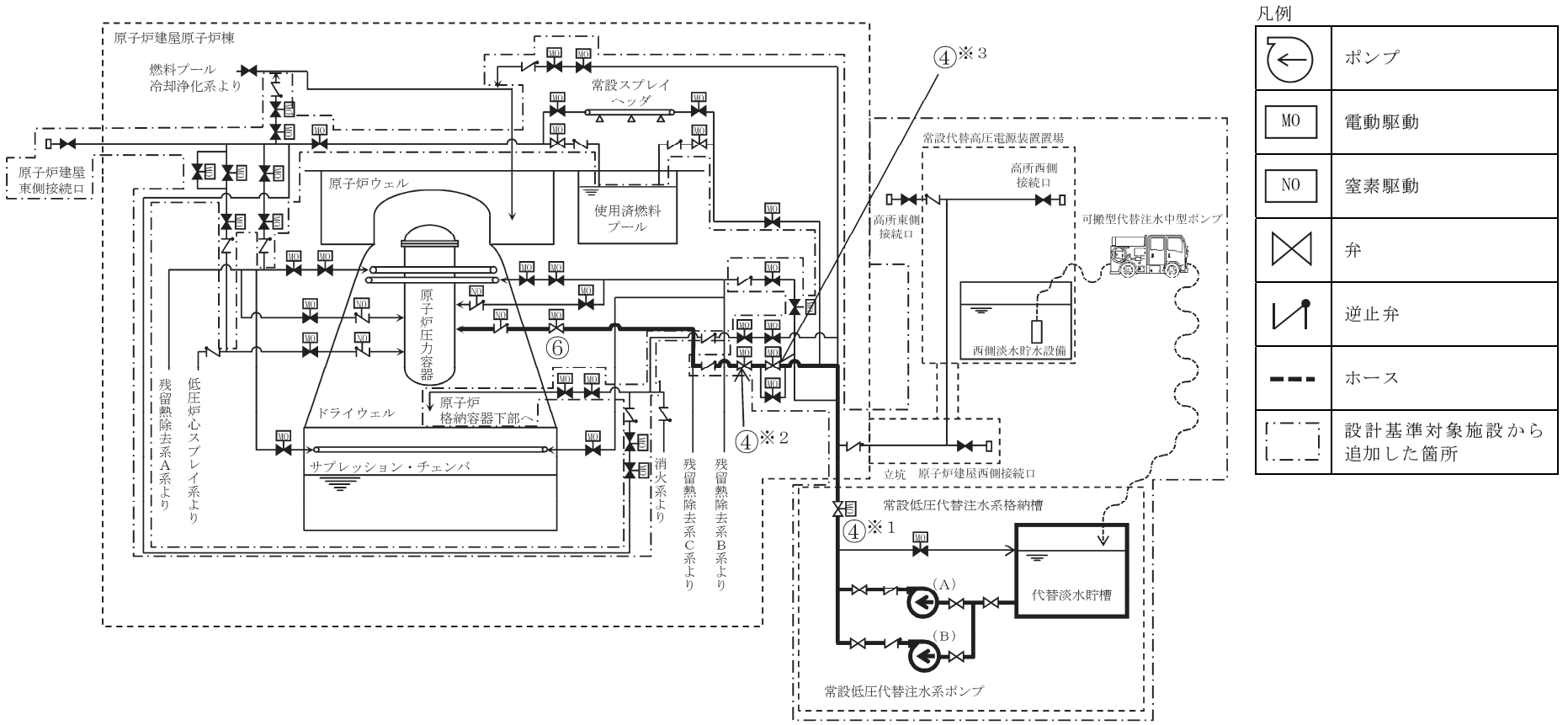


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】



【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】

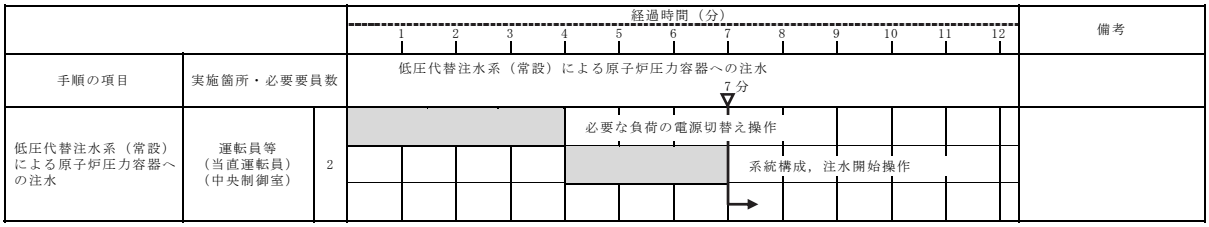
第1.8－11図　補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　タイムチャート



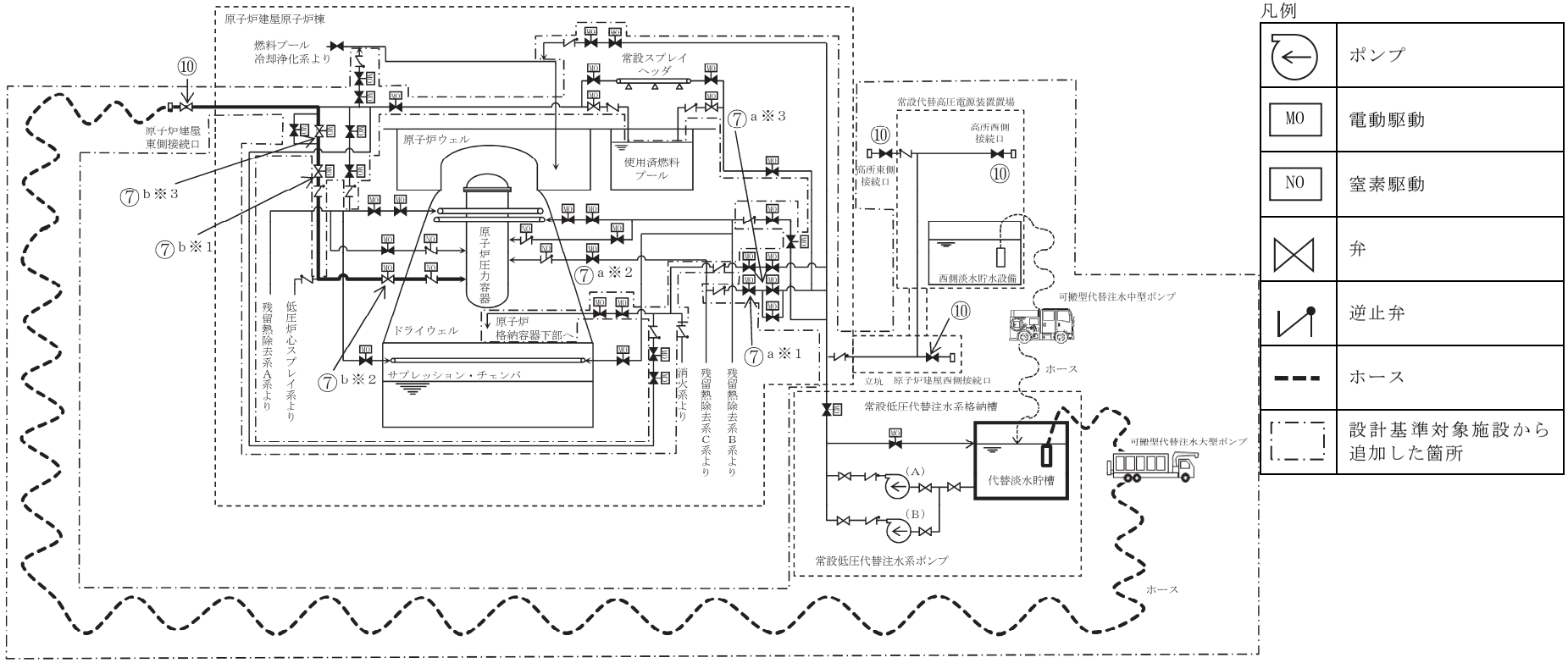
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1	常設低圧代替注水系系統分離弁	④※3	原子炉圧力容器注水流量調整弁
④※2	原子炉注水弁	⑥	残留熱除去系Ｃ系注入弁

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1.8－12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



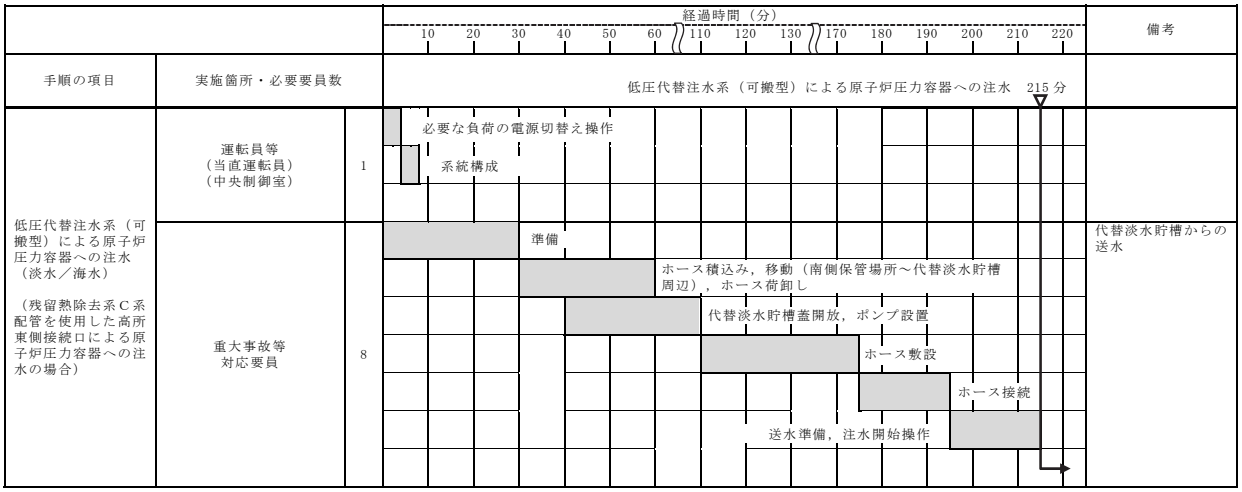
第1.8－13図　低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート

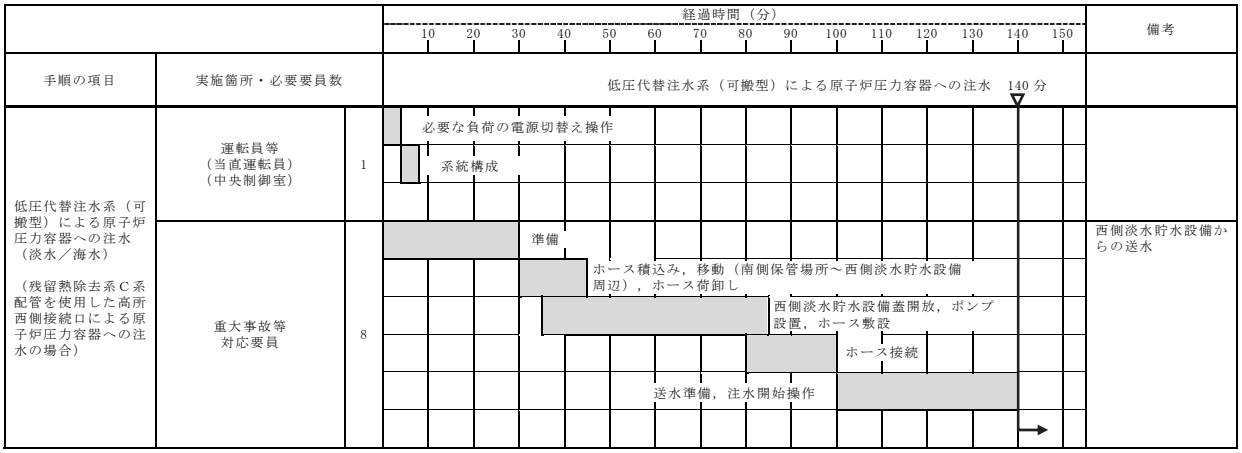


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦a※1，⑦b※1	原子炉注水弁	⑦a※3，⑦b※3	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑦a※2	残留熱除去系Ｃ系注入弁	⑩	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁，高所西側接続口の弁，高所東側接続口の弁
⑦b※2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

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。

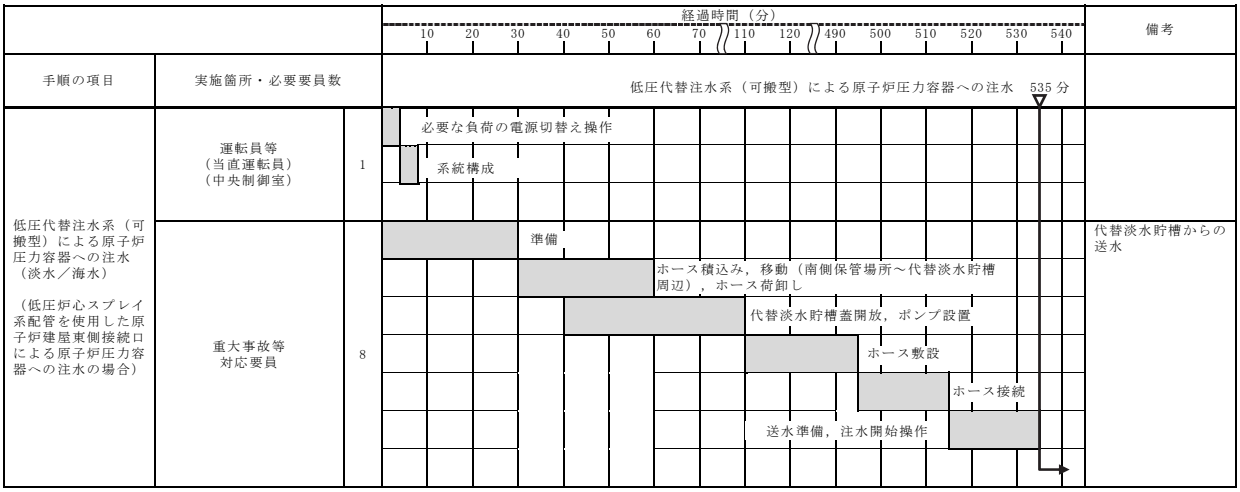
第1.8－14図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　概要図

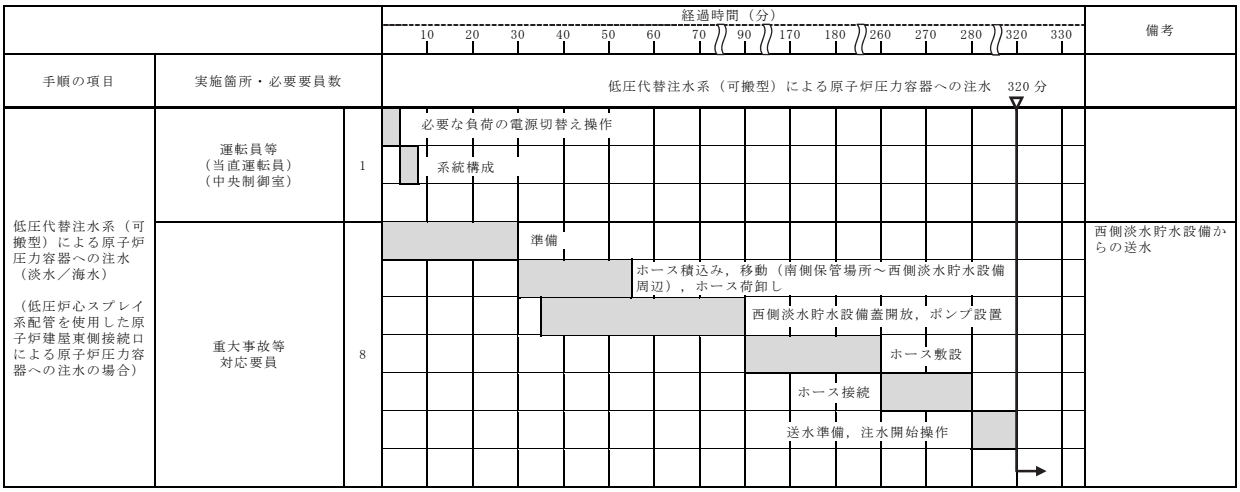




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

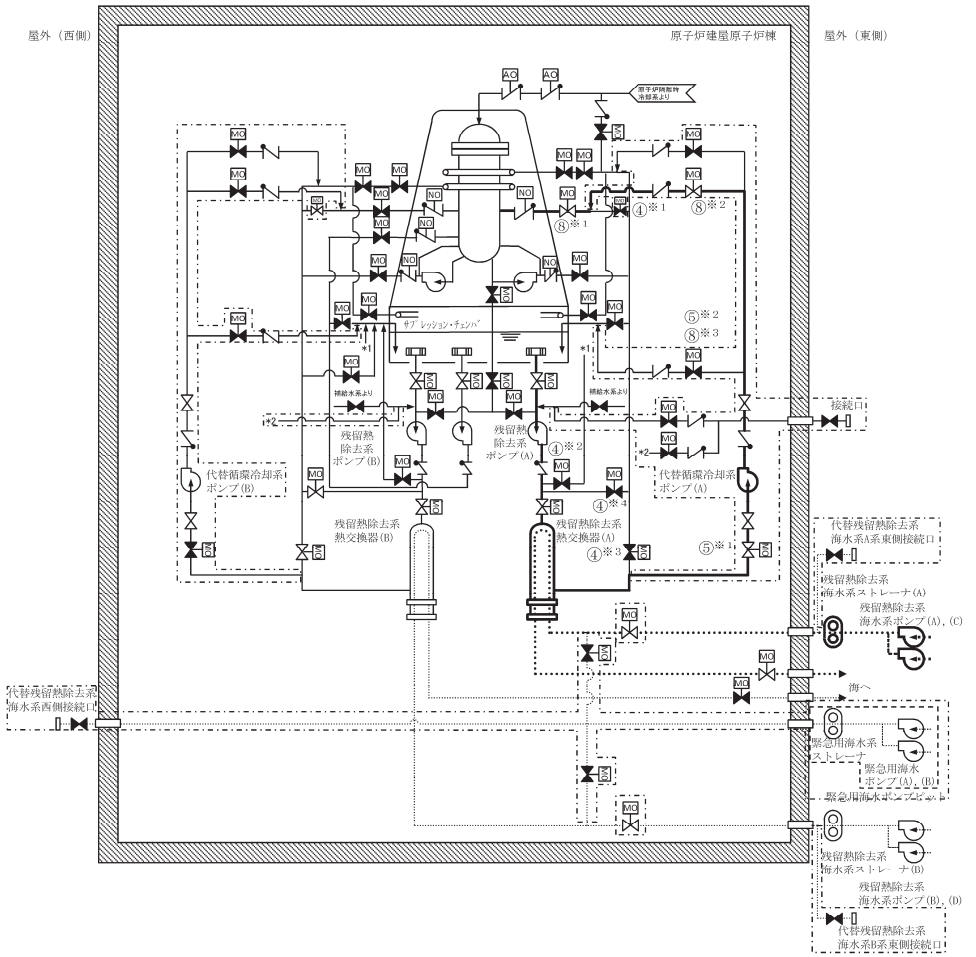
第1.8－15図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）





【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は 542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は 881m】

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）　タイムチャート（2／2）



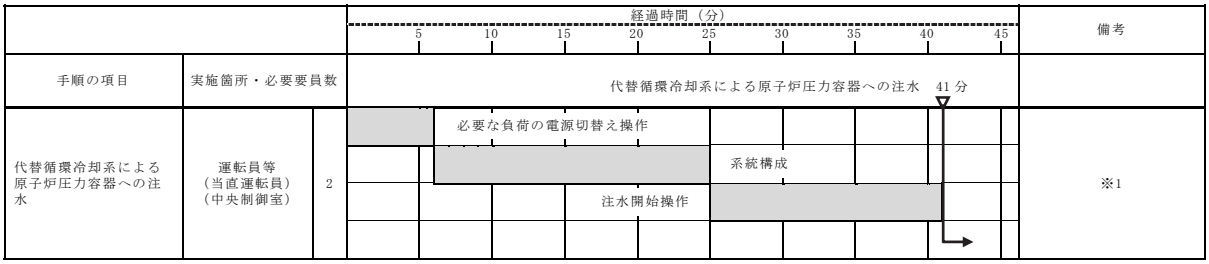
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
④※1	残留熱除去系Ａ系注水配管分離弁
④※2	残留熱除去系Ａ系ミニフロー弁
④※3	残留熱除去系熱交換器（Ａ）出口弁
④※4	残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁
⑤※1	代替循環冷却系ポンプ（Ａ）入口弁
⑤※2，⑧※3	代替循環冷却系Ａ系テスト弁
⑧※1	残留熱除去系Ａ系注入弁
⑧※2	代替循環冷却系Ａ系注入弁

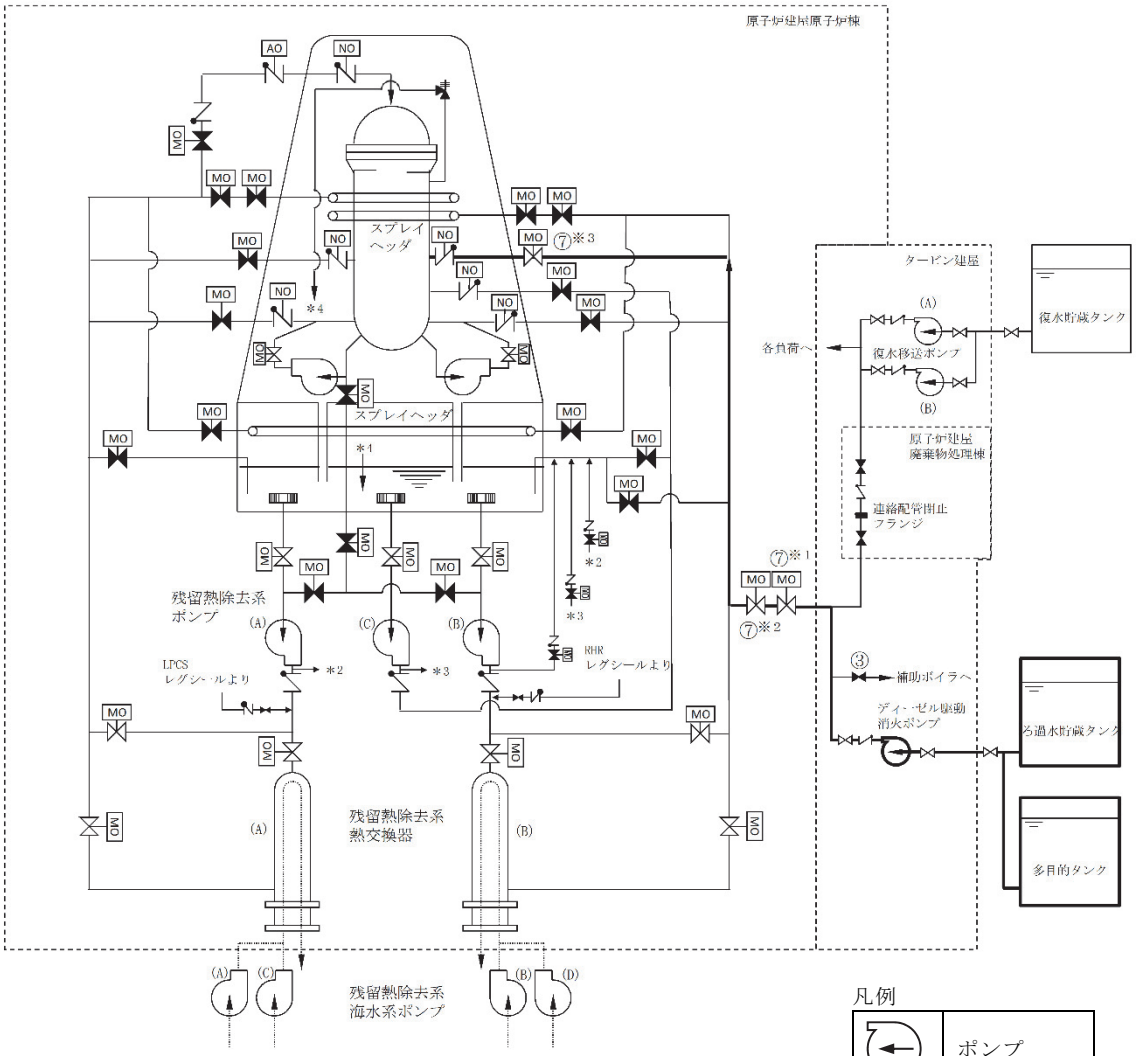
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－16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



※1：代替循環冷却系Ａ系による原子炉圧力容器への注水を示す。また，代替循環冷却系Ｂ系による原子炉圧力容器への注水については，注水開始まで41分以内で可能である。

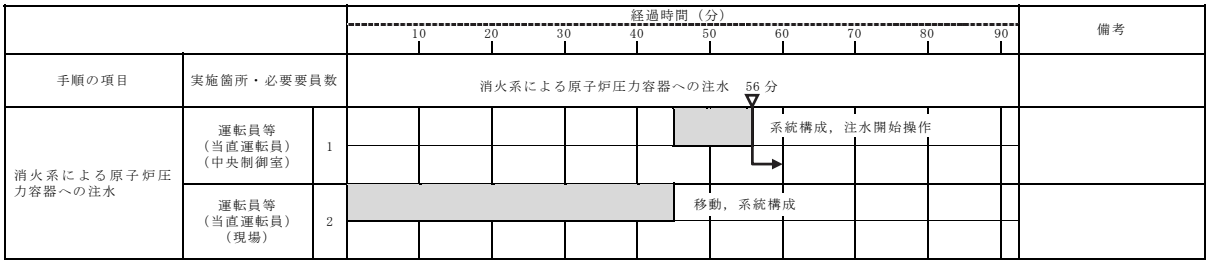
第1.8－17図　代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート



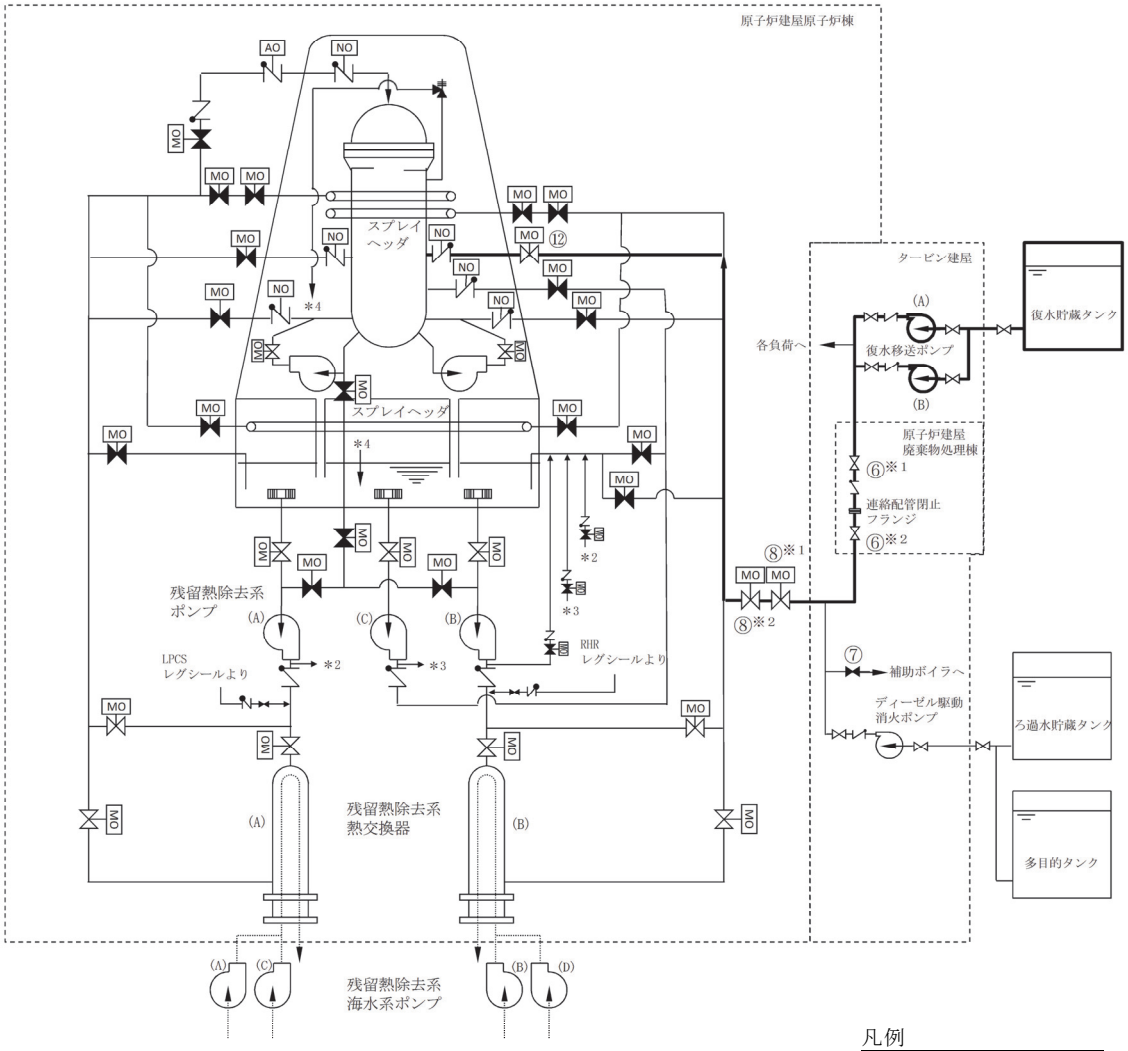
操作手順	弁名称
③	補助ボイラ冷却水元弁
⑦※1，⑦※2	残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁
⑦※3	残留熱除去系Ｂ系注入弁

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1.8－18図　消火系による原子炉圧力容器への注水　概要図



第1.8－19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



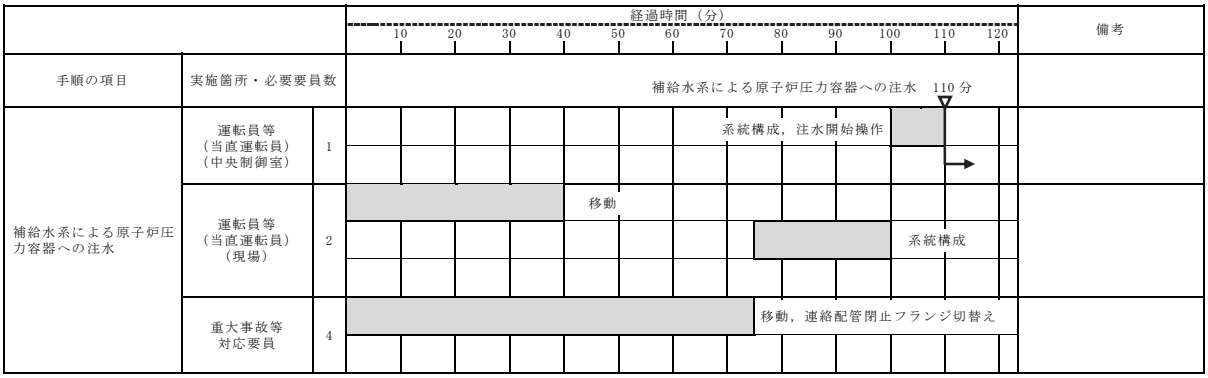
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

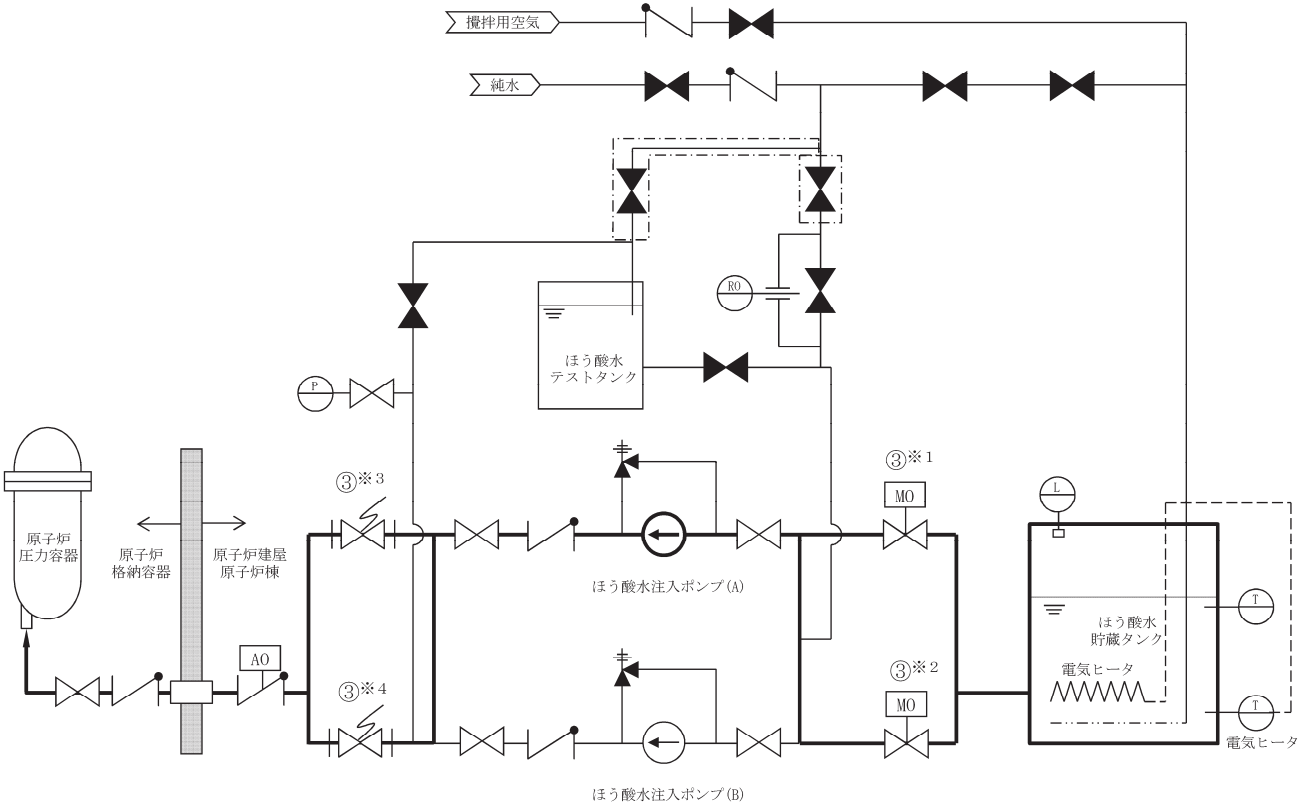
操作手順	弁名称
⑥※1，⑥※2	補給水系－消火系連絡ライン止め弁
⑦	補助ボイラ冷却水元弁
⑧※1，⑧※2	残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁
⑫	残留熱除去系Ｂ系注入弁

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1.8－20図　補給水系による原子炉圧力容器への注水　概要図



第1.8－21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



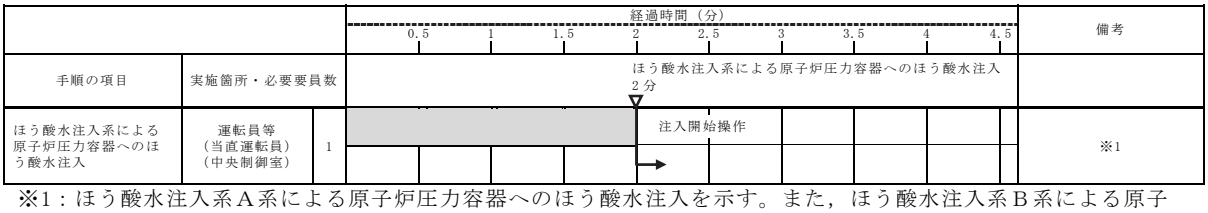
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
	弁
	逆止弁
	爆破弁
	安全弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
③※1，③※2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁
③※3，③※4	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。

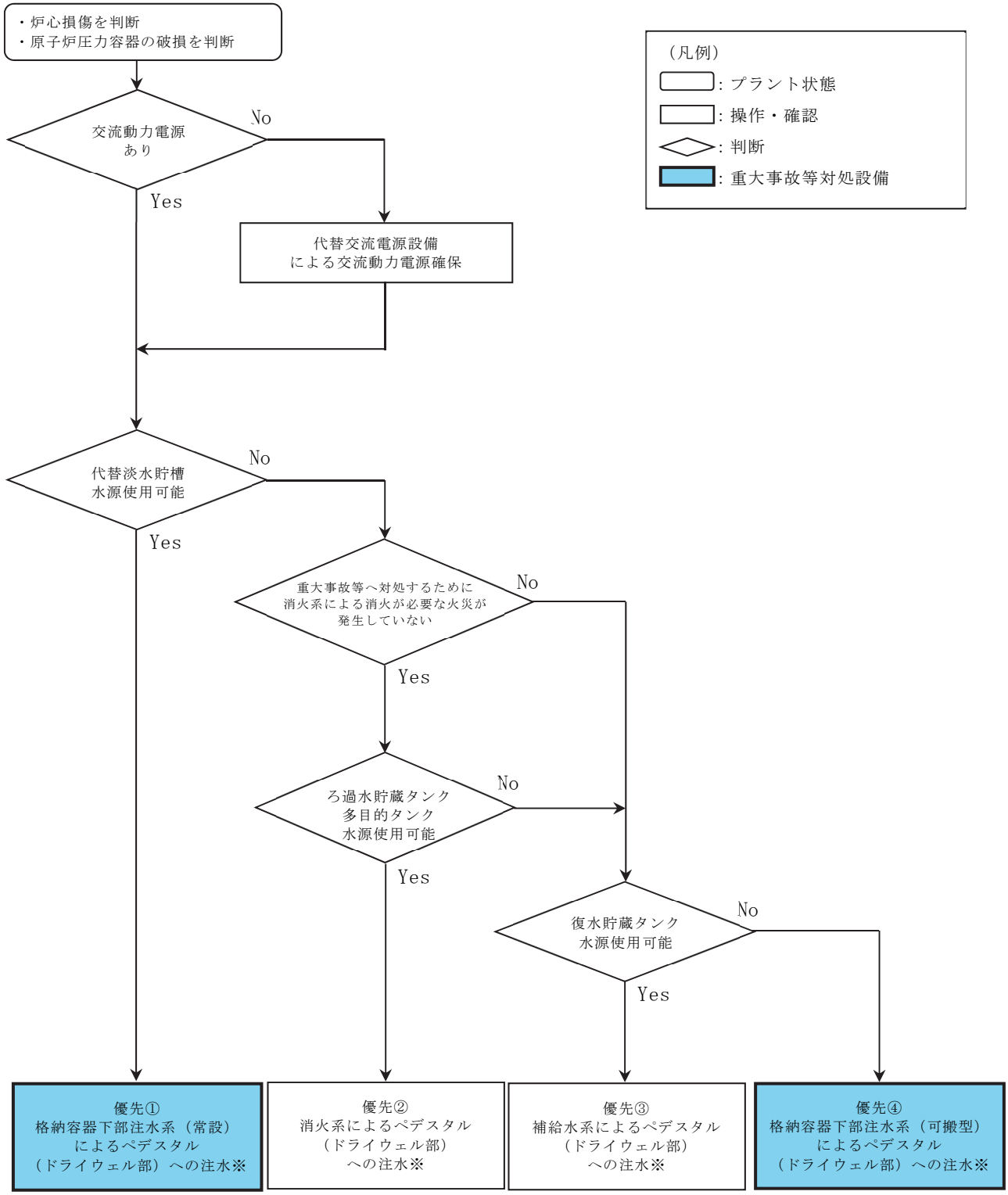
第 1.8－22 図　ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入　概要図



※1：ほう酸水注入系Ａ系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を示す。また，ほう酸水注入系Ｂ系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入については，注入開始まで２分以内で可能である。

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　タイムチャート

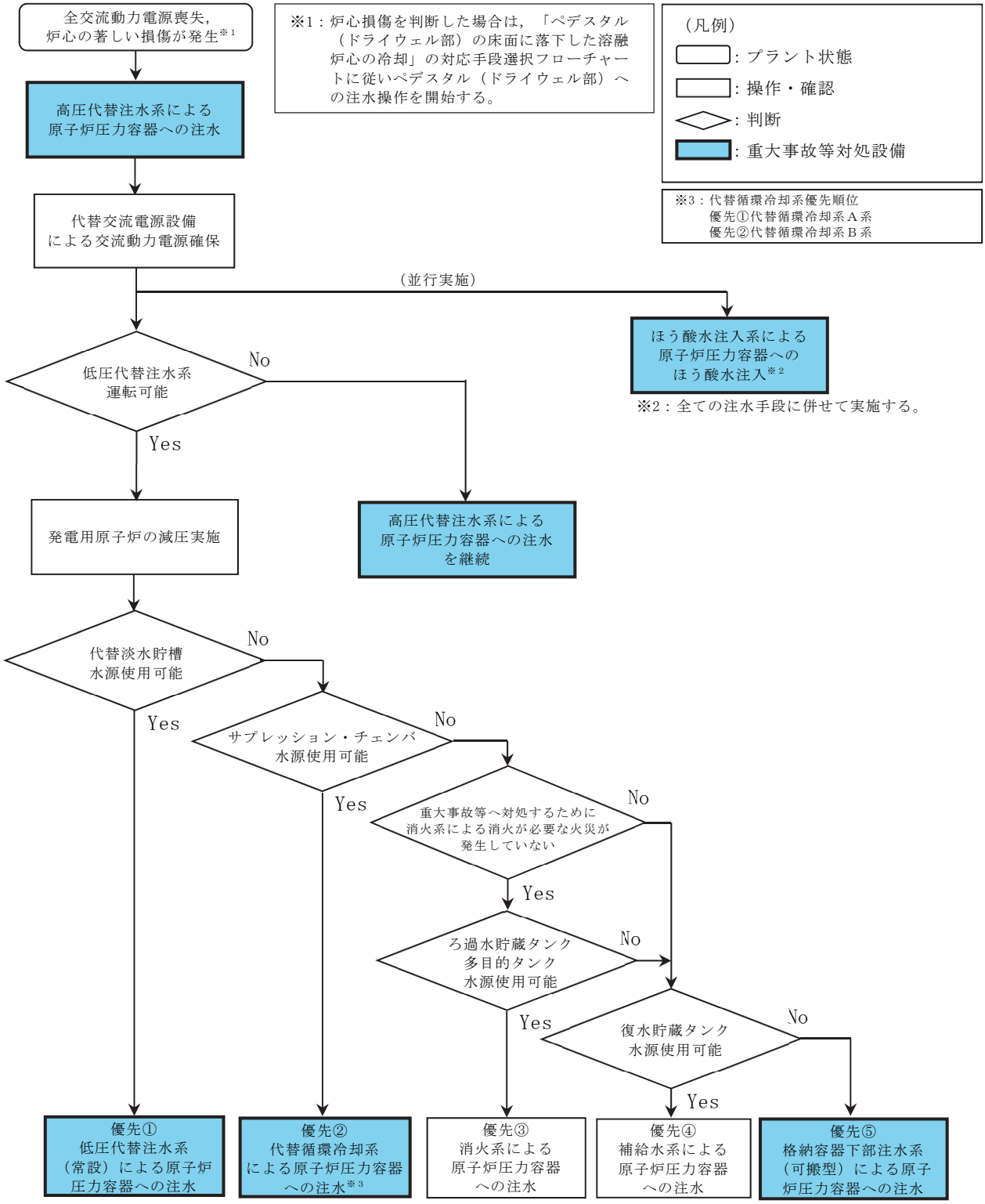
(1)　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却



※【炉心損傷を判断した場合】　ペデスタル（ドライウェル部）水位確保を実施
【原子炉圧力容器の破損を判断した場合】　原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水を実施

第1.8－24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



第1.8－24図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／2）

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

＜　目　次　＞

1.9.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a)　原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

(b)　炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

(c)　水素濃度及び酸素濃度の監視

(d)　代替電源による必要な設備への給電

(e)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．手順等

1.9.2　重大事故等時の手順

1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1)　原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

ａ．発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

ｂ．可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給

(2)　炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

ａ．可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

ｂ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出

ｃ．可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

(3)　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

ａ．格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

ｂ．格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
1.9.2.2　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順
1.9.2.3　その他の手順項目について考慮する手順
1.9.2.4　重大事故等時の対応手段の選択

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（1）BWR

a）原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（2）PWRのうち必要な原子炉

a）水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（3）BWR及びPWR共通

a）原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b）炉心の著しい損傷後、水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解に

よる水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解による水素及び酸素が，原子炉格納容器内に放出された場合においても，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため，水素濃度制御を行う対処設備を整備する。ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.9.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解及び金属腐食（以下「ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等」という。）により発生する水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備

が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

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

なお，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.9－1表に整理する。

ａ．水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a)　原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

ⅰ）　不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため，発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は，不活性ガス（窒素）により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態としており，炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解等にて発生する水素及び酸素により原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。なお，格納容器ベントを開始するまでは，原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）が封入された状態となっている。

不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

・不活性ガス系

・原子炉格納容器

ⅱ）　可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止

炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇

した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素を供給する手段がある。

この対応手段及び設備は，「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型窒素供給装置

・不活性ガス系配管・弁

・原子炉格納容器

(b)　炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

ⅰ）　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器外に排出することにより，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」及び「現場操作」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

なお，格納容器圧力逃がし装置内を可搬型窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素）にて，発電用原子炉起動前に不活性化した状態としておくことで，格納容器ベント実施時における水素爆発を

防止する。

（ⅰ） 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型窒素供給装置

・格納容器圧力逃がし装置

・燃料給油設備

（ⅱ） 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器圧力逃がし装置

・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

・フィルタ装置入口水素濃度

・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

・燃料給油設備

（ⅲ） 遠隔人力操作機構による現場操作

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備は以下のとおり。

・遠隔人力操作機構

（ⅳ） 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム－水

反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を可燃性ガス濃度制御系により低減し，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

・可燃性ガス濃度制御系ブロワ

・可燃性ガス濃度制御系加熱器

・可燃性ガス濃度制御系再結合器

・可燃性ガス濃度制御系冷却器

・可燃性ガス濃度制御系配管・弁

・残留熱除去系

・非常用交流電源設備

・常設代替交流電源設備

・燃料給油設備

(c)　水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を測定し，監視する手段がある。

ⅰ）　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

・格納容器内水素濃度（ＳＡ）

・格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ） 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

・格納容器内水素濃度

・格納容器内酸素濃度

・残留熱除去系海水系ポンプ

・残留熱除去系海水系ストレーナ

・緊急用海水ポンプ

・緊急用海水系ストレーナ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・ホース

・非常用交流電源設備

・常設代替交流電源設備

・燃料給油設備

(d) 代替電源による必要な設備への給電

上記「(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」や「(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について，全交流動力電源喪失時に，代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

(e)　重大事故等対処設備と自主対策設備

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備のうち，可搬型窒素供給装置，不活性ガス系配管・弁及び原子炉格納容器は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出で使用する設備のうち，格納容器圧力逃がし装置，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），フィルタ装置入口水素濃度，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及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備のうち，遠隔人力操作機構は重大事故等対処設備として位置付ける。

水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち，格納容器内水素濃度（ＳＡ），格納容器内酸素濃度（ＳＡ），常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源設備による必要な設備への給電で使用する設備のうち，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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

・可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下では，可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生することから，可燃性ガス濃度制御系による水素の処理には期待できず，また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが，格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力及び温度まで低下し，かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば，中長期的な原子炉格納容器内水素対策として有効である。

・格納容器内水素濃度，格納容器内酸素濃度

原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴い格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は使用できない場合があるが，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替循環冷却系，代替格納容器スプレイ又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下し，かつ電源等が復旧し，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の使用が可能となれば，水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

・可搬型代替注水大型ポンプ，ホース

敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり，使用できない場合があるが，可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により格納容器内水素濃度及び格納

容器内酸素濃度が使用可能となれば，水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

なお，原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である不活性ガス系は，発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。また，「1.9.1(2) ａ．(b) ｉ)(ｉ) 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化」として使用する設備である可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内を不活性化する手段として使用する設備であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

ｂ．手順等

上記「ａ．水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※2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）」，「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.9－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.9－2表，第1.9－3表）。

※2　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。

1.9.2　重大事故等時の手順

1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1)　原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

a．発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等で発生する水素により，原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため，発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）により置換し，発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持する。

これらの操作は，重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

概要図を第1.9－3図に示す。

b．可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素を供給する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず，原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol％に到達した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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。

(b)　操作手順

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9－2図に，概要図を第1.9－4図に，タイムチャートを第1.9－5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に原子炉格納容器への窒素供給の準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）への窒素供給をするための接続口を報告する。なお，格納容器窒素供給ライン接続口は，接続口蓋開放作業を必要としない格納容器窒素供給ライン東側接続口を優先する。

③災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置をＳ／Ｃ側用に1台，Ｄ／Ｗ側用に1台を準備及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車1台の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を原子炉建屋東側屋外に配備した後，可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車にケーブルを接続するとともに，窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。また，可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は，接続口の蓋を開放した後，窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型窒素供給装置を起動する。

⑥重大事故等対応要員は，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）への窒素供給の準備が完了したこと

を災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑦発電長は，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）又は格納容器内酸素濃度が，原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給基準である4.0vol％に到達したことを確認し，災害対策本部長代理に原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給を依頼する。

⑧災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給開始を指示する。

⑨重大事故等対応要員は，原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側）を全開とし，窒素を原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）に供給を開始したことを，災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑩発電長は，運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度指示値を確認し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇傾向の場合は，災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｄ／Ｗ側）への窒素供給の追加を依頼する。

⑪[a]原子炉格納容器内の酸素濃度上昇傾向の場合

災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｄ／Ｗ側）への窒素供給開始を指示し，重大事故等対応要員は，原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｄ／Ｗ側）への窒素供給を開始する。なお，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310kPa［gage］（1Pd）に

到達するまで可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）への窒素供給を継続する。その後，運転員等は中央制御室にて，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310kPa［gage］（1Pd）に到達したことを確認し，発電長に報告する。

⑪ᵇ原子炉格納容器内の酸素濃度上昇傾向でない場合

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給を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310kPa［gage］（1Pd）に到達するまで継続し，運転員等は中央制御室にて，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310kPa［gage］（1Pd）に到達したことを確認し，発電長に報告する。

⑫発電長は，災害対策本部長代理に原子炉格納容器内の圧力が310kPa［gage］（1Pd）に到達したことを報告し，原子炉格納容器への窒素供給停止を依頼する。

⑬災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に原子炉格納容器への窒素供給停止を指示する。

⑭重大事故等対応要員は，原子炉格納容器への窒素供給を停止するため，⑪ᵃにより原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）へ窒素供給をしていた場合は，原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）を全閉とする。また，⑪ᵇにより原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給を継続した場合は，原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側）を全閉とする。なお，重大事故等対応要員は，原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）又は原子炉格納

容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）への窒素供給を停止した後，災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑮発電長は，運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑯[a]原子炉格納容器内の酸素濃度4.0vol％到達時点で事故後7日経過している場合

運転員等は中央制御室にて，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol％に到達したことを確認し，発電長に報告する。

⑯[b]原子炉格納容器内の酸素濃度4.0vol％到達時点で事故後7日経過していない場合

運転員等は中央制御室にて，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol％に到達したことを確認し，発電長に報告する。また，災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給を指示し，重大事故等対応要員は，原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給を開始する。なお，原子炉格納容器内の酸素濃度指示値の傾向に応じて，以下の操作を実施する。

ⅰ） 原子炉格納容器内の酸素濃度上昇傾向の場合

災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（Ｄ／Ｗ側）への窒素供給開始を指示し，重大事故等対応要員は，原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，原子炉格納容器（Ｄ／Ｗ

側）への窒素供給を開始する。その後，運転員等は中央制御室にて，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）に到達したことを発電長に報告する。また，重大事故等対応要員は，窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）を全閉とし，原子炉格納容器への窒素供給を停止する。

ⅱ） 原子炉格納容器内の酸素濃度上昇傾向でない場合

運転員等は中央制御室にて，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）に到達したことを発電長に報告する。また，重大事故等対応要員は，窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側）を全閉とし，原子炉格納容器への窒素供給を停止する。

⑰発電長は，運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）又は格納容器内酸素濃度指示値が格納容器ベント判断基準である4.3vol％に到達したことを確認し，発電長に報告する。

⑲発電長は，運転員等にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。

⑳ａサプレッション・プール水温度指示値が100℃未満の場合

発電長は災害対策本部長代理に，原子炉格納容器（Ｄ／Ｗ側）への窒素供給を依頼する。なお，原子炉格納容器への窒素供給停止前に原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）への窒素供給を実施していた場合は，原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）への窒素供給を依頼する。

⑳ｂサプレッション・プール水温度指示値が100℃以上の場合

発電長は，運転員等に外部水源である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の起動及び内部水源である残留熱除去系又は代替循環冷却系の停止を指示し，災害対策本部長代理に原子炉格納容器（Ｄ／Ｗ側）への窒素供給を依頼する。なお，原子炉格納容器への窒素供給停止前に原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）への窒素供給を実施していた場合は，原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）への窒素供給を依頼する。

㉑災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給開始を指示する。

㉒ａ原子炉格納容器への窒素供給停止前の操作が⑪ａ又は⑯ｂⅰ）により可搬型窒素供給装置2台で実施した場合

重大事故等対応要員は，原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）を全開とし，原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側及びＤ／Ｗ側）への窒素供給を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

㉒ｂ原子炉格納容器への窒素供給停止前の操作が⑪ｂ又は⑯ｂⅱ）により可搬型窒素供給装置1台で実施した場合

重大事故等対応要員は，原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて，窒素ガス補給弁（Ｄ／Ｗ側）を全開とし，原子炉格納容器（Ｄ／Ｗ側）への窒素供給を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

㉓災害対策本部長代理は，発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器へ窒素供給を開始したことを報告する。

㉔発電長は，運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベ

ントの準備を指示する。

(c)　操作の成立性

上記の操作において，作業開始を判断してから原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給の場合】

・現場対応を重大事故等対応要員 6 名にて実施した場合，135 分以内で可能である。

【格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）への窒素供給の場合】

・現場対応を重大事故等対応要員 6 名にて実施した場合，115 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。窒素供給用ホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び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。

(2)　炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a．可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

格納容器圧力逃がし装置は，可搬型窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素）にて，発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としておくことで，格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。この操作は，重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は，プルームの影響による被ばくを低減させるため，運転員等は中央制御室待避室へ待避し中央制御室待避室内のデータ表示装置（待避室）によりプラントパラメータを継続して監視する。

なお，中央制御室から格納容器圧力逃がし装置の遠隔操作ができない場合は，遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順については，「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

格納容器ベント実施中において，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合，並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は，第一弁を全閉とし，格納容器ベントを停止することを基本として，その他の要因を考慮した上で総合的に判断し，適切に対応する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず，原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol％に到達した場合※2で，原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入している場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合，又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は，これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし，発電用原子炉の冷却ができない場合，又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は，速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

(b)　操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9－2図に，概要図を第1.9－6図に，タイムチャートを第1.9－7図に示す。

なお，格納容器圧力逃がし装置補機類の操作手順は「1.7.2.1（1）ｂ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

【Ｓ／Ｃ側ベントの場合（Ｄ／Ｗ側ベントの場合，手順⑦以外は同

様。）】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，格納容器圧力逃がし装置によるＳ／Ｃ側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員等に指示する（Ｓ／Ｃ側からの格納容器ベントができない場合は，Ｄ／Ｗ側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。

②発電長は，災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。

③運転員等は，中央制御室にて，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源切替え操作を実施する。

④運転員等は中央制御室にて，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと，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て確認する。

⑤運転員等は，格納容器ベント前の確認として，不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は，中央制御室にて，不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。

⑥運転員等は中央制御室にて，格納容器ベント前の系統構成として，耐圧強化ベント系一次隔離弁，原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁，換気空調系一次隔離弁，耐圧強化ベント系二次隔離弁，原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。

⑦[a] Ｓ／Ｃ側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて，第一弁（Ｓ／Ｃ側）の全開操作を実施する。

⑦[b] Ｄ／Ｗ側ベントの場合

第一弁（Ｓ／Ｃ側）の開操作ができない場合は，運転員等は中央制御室にて，第一弁（Ｄ／Ｗ側）の全開操作を実施する。

⑧運転員等は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を発電長に報告する。

⑨発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を災害対策本部長代理に報告する。

⑩発電長は，運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて，第二弁（優先）を全開とするが，第二弁が全開できない場合は，第二弁バイパス弁を全開とし，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを格納容器内水素濃度（ＳＡ），格納容器内酸素濃度（ＳＡ），格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度指示値の低下，並びにフィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し，発電長に報告する。また，発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑫運転員等は，格納容器ベント開始後，フィルタ装置水素濃度による水素濃度の監視及びフィルタ装置出口放射線モニタによる放射線量率の監視を行う。また，緊急時対策要員は，フィルタ装置出口放射線モニタから得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。

⑬運転員等は，格納容器ベント開始後，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し，可燃

性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合，並びに原子炉格納容器内の圧力が310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより，第一弁（Ｓ／Ｃ側又はＤ／Ｗ側）の全閉操作を実施し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，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，格納容器ベント準備については，作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までは5分以内で可能である。

格納容器ベント開始については，格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント開始まで2分以内で可能である。

ｃ．可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお，可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa［gage］）未満に維持する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，原子炉格納容器内の水素濃度が4vol%以下で，可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：原子炉格納容器内の圧力が147kPa［gage］（可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力）未満であり，設備に異常がなく，電源及び残留熱除去系から供給される冷却水（サプレッション・プール水）が確保されている場合。

(b)　操作手順

可燃性ガス濃度制御系Ａ系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり（可燃性ガス濃度制御系Ｂ系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順も同様。）。

手順の対応フローを第1.9－1図及び第1.9－2図に，概要図を第1.9－8図に，タイムチャートを第1.9－9図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可燃性ガス濃度制御系Ａ系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系Ａ系による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ，加熱器，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て確認する。

③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系が運転中であり，可燃性ガス濃度制御系Ａ系冷却器への冷却水供給が可能であることを確認し，発電長に可燃性

ガス濃度制御系Ａ系の起動準備完了を報告する。

④発電長は，原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa［gage］）未満であることを確認し，運転員等に可燃性ガス濃度制御系Ａ系の起動操作を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系Ａ系の起動操作を実施し，可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量指示値，可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量指示値及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力指示値の上昇後，系統が安定に運転していることを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系加熱器が正常に動作していることを可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度指示値，可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度指示値，可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値，可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度指示値及び可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度指示値の上昇により確認し，予熱運転が開始したことを確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系Ａ系起動後，約180分で可燃性ガス濃度制御系Ａ系の予熱運転が完了することを確認し，その後可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃で安定し温度制御されることを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉格納容器内水素濃度及び酸素濃度から可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量と可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量の調整を実施する。

⑨運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系Ａ系による水素濃度制御が行われていることを原子炉格納容器内水素濃度及び

酸素濃度が低下することにより確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し，作業開始判断から可燃性ガス濃度制御系起動まで8分以内で可能である。また，可燃性ガス濃度制御系起動後，再結合運転開始までの予熱時間は約180分で可能である。

(3)　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a．格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）により監視する。

なお，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ａ）を優先して使用する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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。

(b)　操作手順

格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ａ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃

度監視手順の概要は以下のとおり（格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ｂ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順も同様。）。

手順の対応フローを第1.9－2図に，概要図を第1.9－10図に，タイムチャートを第1.9－11図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ａ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要な圧縮機，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ａ）の暖気が開始※2又は完了していることを状態表示等にて確認する。

③運転員等は中央制御室にて，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ａ）の暖気完了を確認した後，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ａ）の起動操作を行い，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ａ）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定※3が開始されたことを確認し，発電長に報告する。

※2：通常時から緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「ＭＣＣ」という。）は外部電源系にて受電され暖気しており，全交流動力電源の喪失時

は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用ＭＣＣを受電した後，暖気が自動的に開始される。

※3：格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ａ）によるＤ／Ｗ側，Ｓ／Ｃ側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し，作業開始を判断した後，交流電源を確保してから格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置（Ａ）による計測開始まで38分以内で可能である。なお，全交流動力電源の喪失時には常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用ＭＣＣを受電した後，暖気が自動的に開始され，最長38分で計測が可能である。

ｂ．格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度により監視する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，格納容器雰囲気モニタが使用可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッショ

ン・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び冷却水が確保されている場合。

(b)　操作手順

格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順の概要は以下のとおり（格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順も同様。）。手順の対応フローを第1.9－2図に，概要図を第1.9－12図に，タイムチャートを第1.9－13図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要なサンプリングポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。

③運転員等は中央制御室にて，格納容器雰囲気モニタ（A）の起動操作を実施後，格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し，作業開始を判断してから格納容器雰囲気モニタの計測開始まで5分以内

で可能である。

1.9.2.2　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に，水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.9.2.3　その他の手順項目について考慮する手順

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。

格納容器圧力逃がし装置補機類の操作手順及び格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順については，「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，

可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車への燃料給油手順については，「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。

1.9.2.4　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9－14図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は，格納容器雰囲気モニタ又は格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において，原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力未満に維持可能で，可燃性ガス濃度制御系を起動し，原子炉格納容器内の水素及び酸素を再結合させることで，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができず，原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合は，原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため，可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する準備を行う。原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol％に到達した場合は，可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol％に到達した場合は，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出するこ

とで，水素爆発の発生を防止する。

なお，格納容器圧力逃がし装置を用いて，原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する際には，スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるＳ／Ｃ側を経由する経路を第一優先とする。Ｓ／Ｃ側ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は，Ｄ／Ｗ側を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

発電用原子炉起動時には，原子炉格納容器内の空気を窒素により置換し，発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで，原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ，原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

第1.9－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	原子炉格納容器内の不活性化　不活性ガス系による	不活性ガス系※1 原子炉格納容器	－※2	－※1
		原子炉格納容器水素爆発防止　可搬型窒素供給装置による	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器	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） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器圧力逃がし装置内の不活性化　可搬型窒素供給装置による	可搬型窒素供給装置※3 格納容器圧力逃がし装置 燃料給油設備※7	－※4	－※3

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：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。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出	格納容器圧力逃がし装置※6 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度 常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 常設代替直流電源設備※7 可搬型代替直流電源設備※7 燃料給油設備※7	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）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		遠隔人力操作機構による現場操作	遠隔人力操作機構※6	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）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系ブロワ 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系 非常用交流電源設備※7 常設代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ水素濃度制御」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：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。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	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）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 残留熱除去系海水系ポンプ※5 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※5 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ※5 ホース 非常用交流電源設備※7 常設代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ水素濃度制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：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。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※7 可搬型代替交流電源設備 ※7 燃料給油設備 ※7	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：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。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.9－2 表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／5）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1)　原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ｂ．可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
	操作	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
		原子炉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（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 サプレッション・プール水位 ろ過水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 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

監視計器一覧（2／5）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)　炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位
		電源	メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「Ｍ／Ｃ」という。）２Ｃ電圧 パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「Ｐ／Ｃ」という。）２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ａ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
	操作	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力 フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

監視計器一覧（3／5）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)　炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 ｃ．可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「ＰＣＶ水素濃度制御」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力
		原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流 125V 主母線盤２Ａ電圧 直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度

監視計器一覧（4／5）

<table>
<tr><th>手順書</th><th colspan="2">重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ（計器）</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順
（3）　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
ａ．格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</td></tr>
<tr><td rowspan="5">非常時運転手順書Ⅲ
（シビアアクシデント）
「放出」

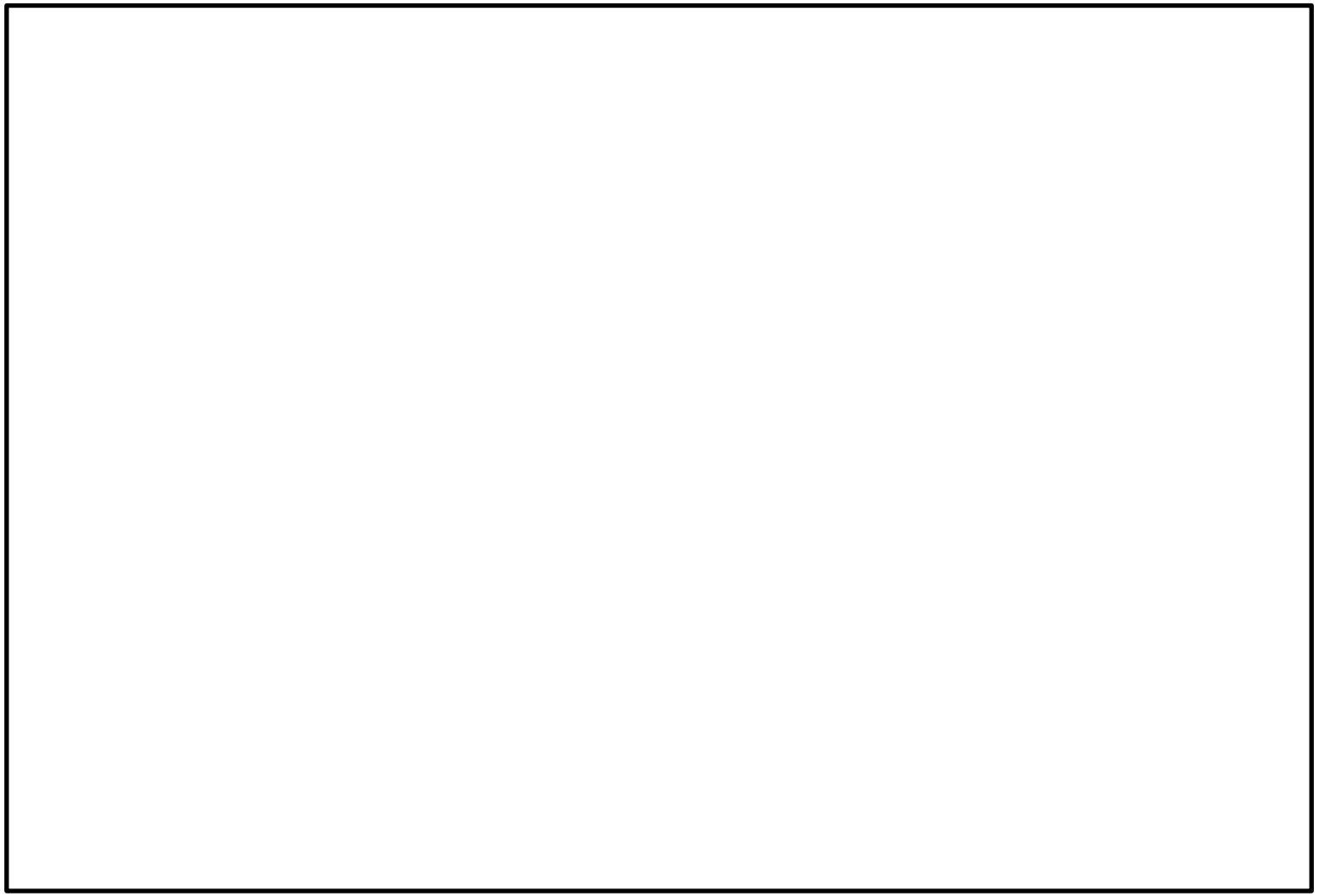
ＡＭ設備別操作手順書</td><td rowspan="2">判断基準</td><td>原子炉格納容器内の放射線量率</td><td>格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器内の温度</td><td>原子炉圧力容器温度</td></tr>
<tr><td rowspan="3">操作</td><td>原子炉格納容器内の水素濃度</td><td>格納容器内水素濃度（ＳＡ）</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内の酸素濃度</td><td>格納容器内酸素濃度（ＳＡ）</td></tr>
<tr><td>電源</td><td>緊急用Ｍ／Ｃ電圧
緊急用Ｐ／Ｃ電圧
緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td></tr>
</table>

監視計器一覧（5／5）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 ｂ．格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「ＰＣＶ水素濃度制御」 等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流 125V 主母線盤２Ａ電圧 直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力

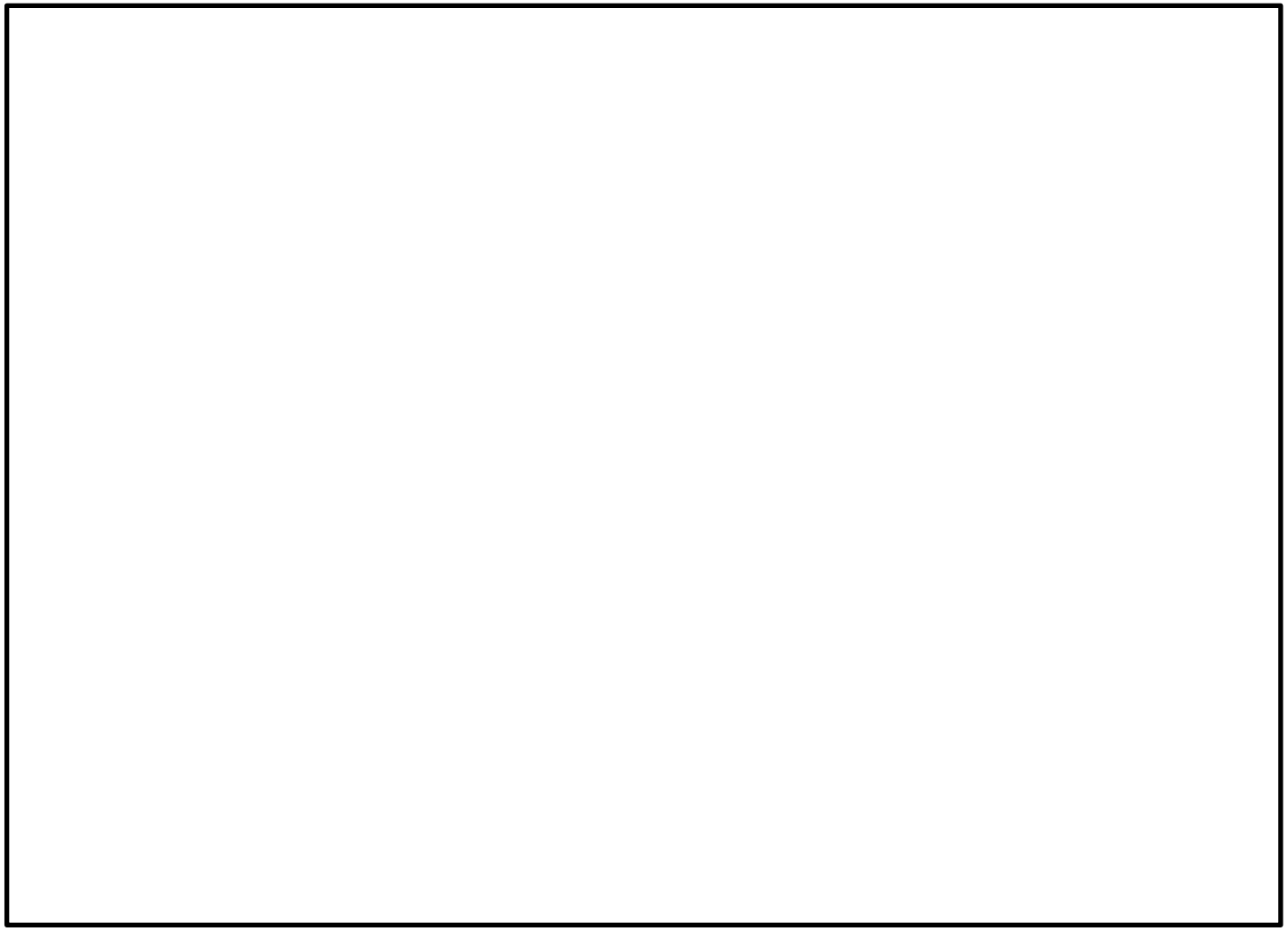
第1.9－3表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	不活性ガス系　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
	格納容器圧力逃がし装置　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
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	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
	フィルタ装置入口水素濃度	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
	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	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
	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	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
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流125V主母線盤



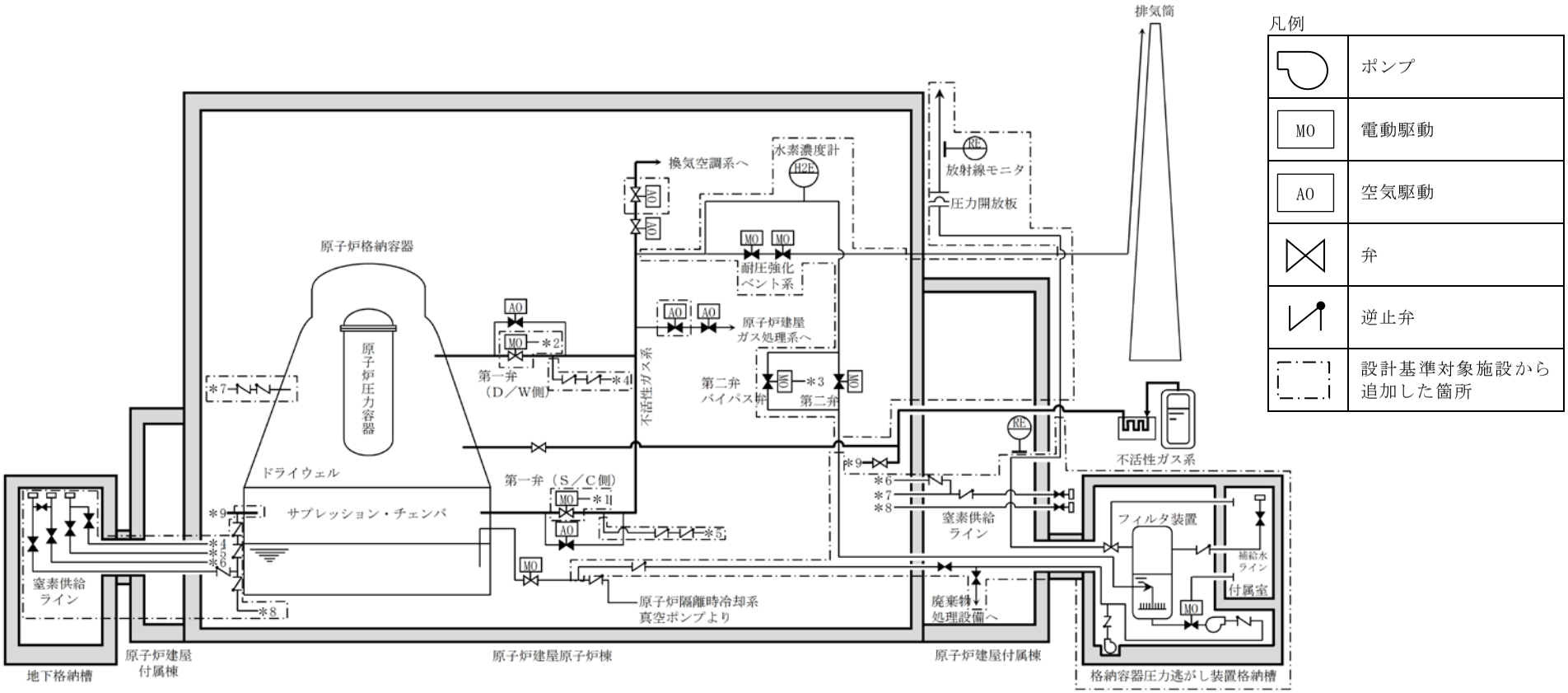
第1.9－1図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－1」における対応フロー

□は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

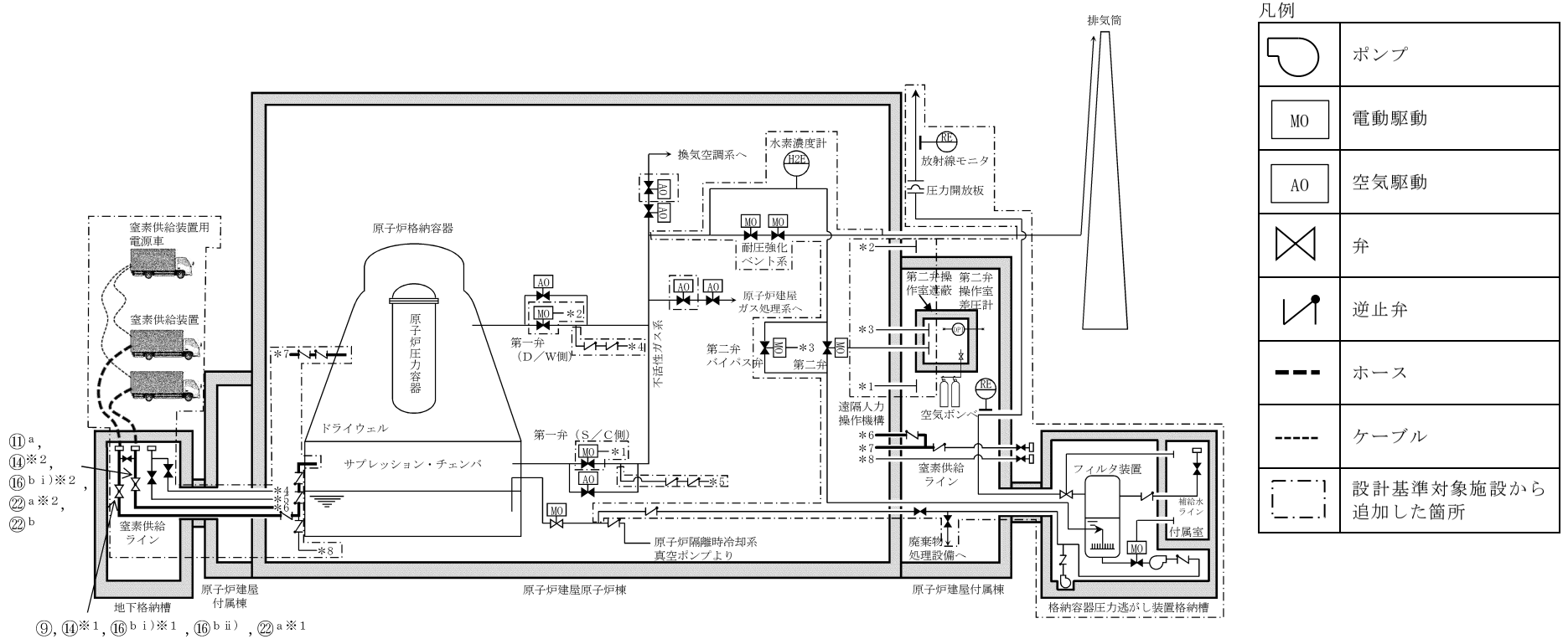


第 1.9－2 図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」における対応フロー

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



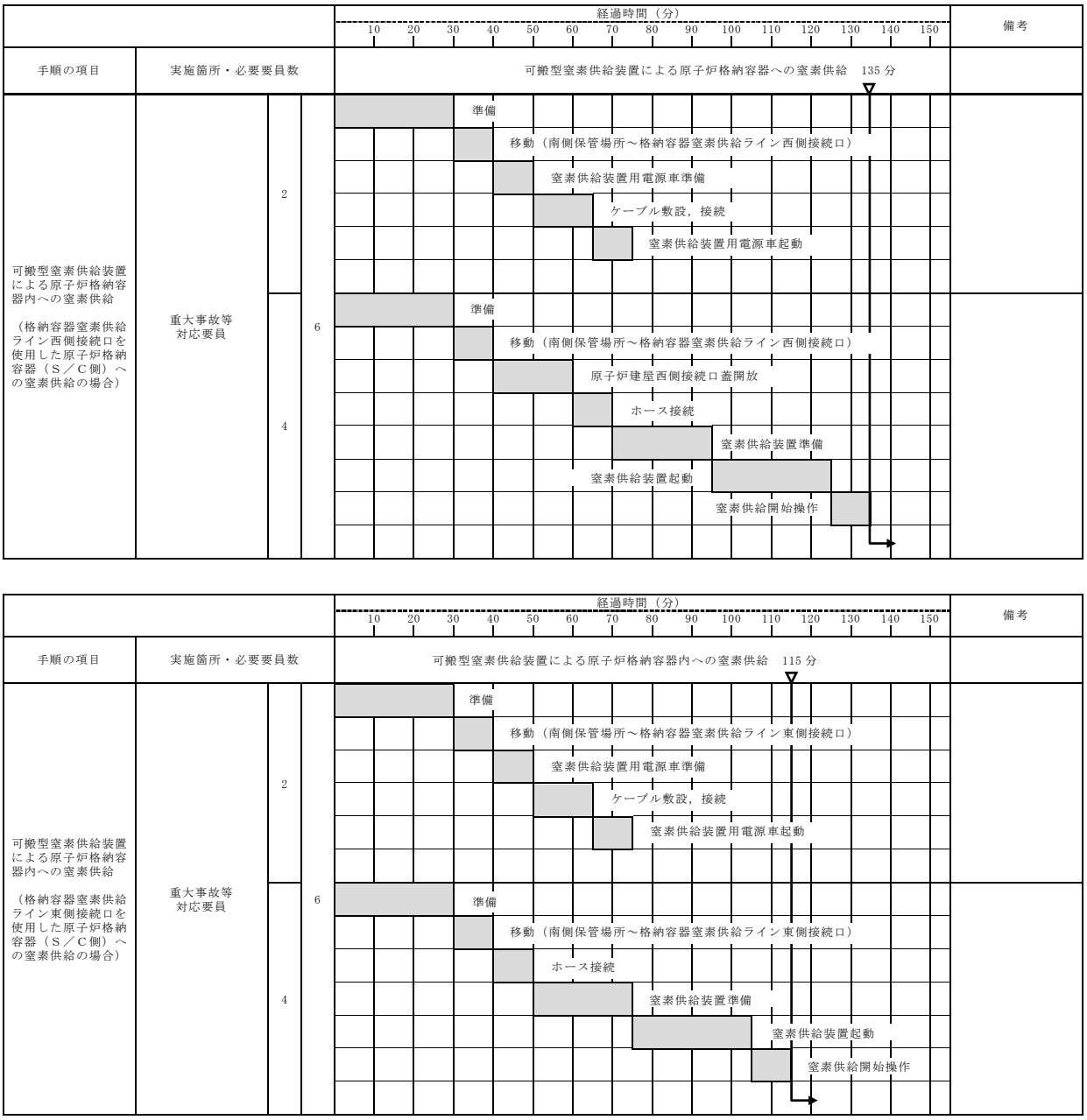
第 1.9－3 図　発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化　概要図



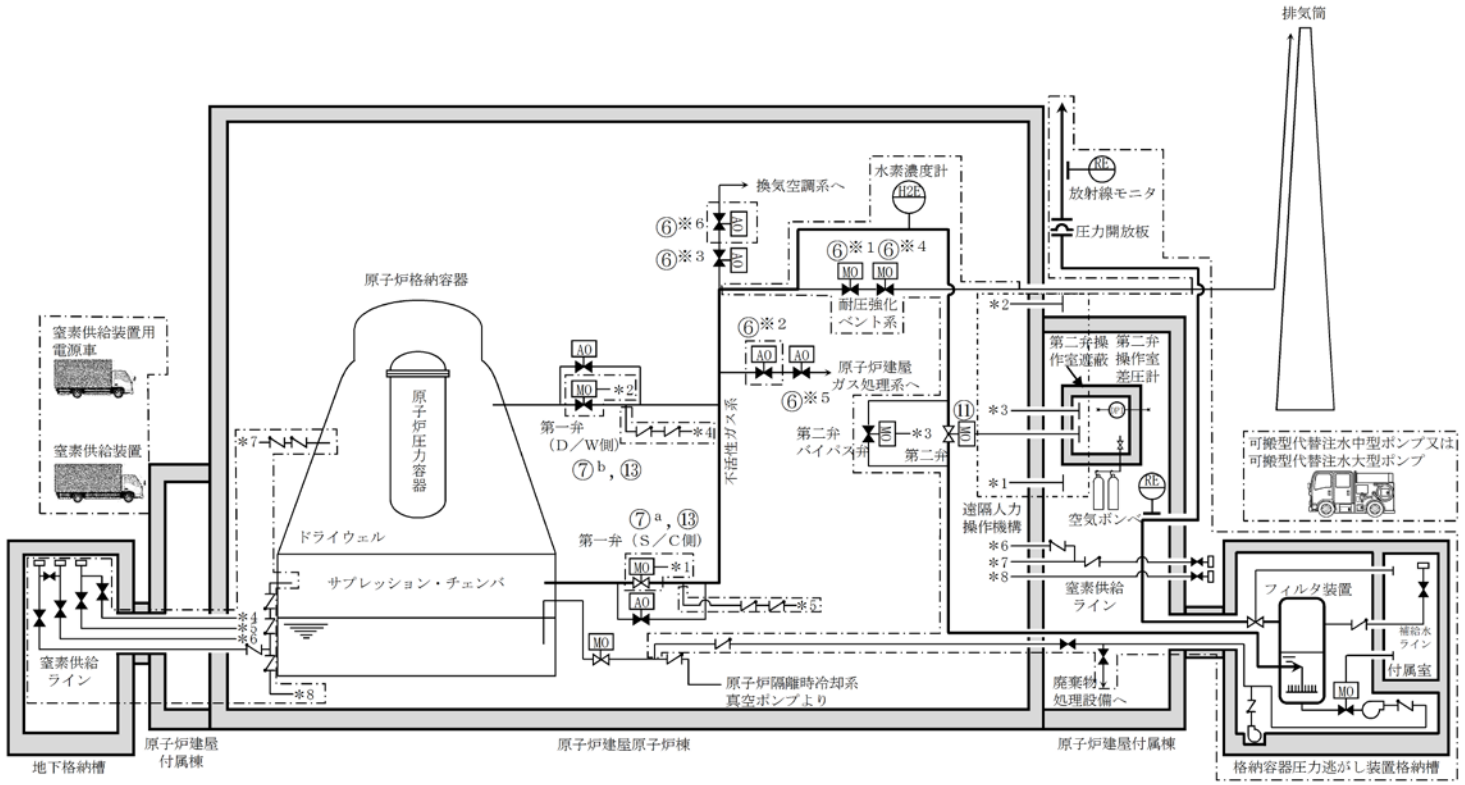
操作手順	弁名称
⑨，⑭※１，⑯ｂｉ)※１，⑯ｂⅱ)，㉒ａ※１	窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側）
⑪ａ，⑭※２，⑯ｂｉ)※２，㉒ａ※２，㉒ｂ	窒素ガス補給弁（Ｄ／Ｗ側）

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1.9－4図　可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給　概要図



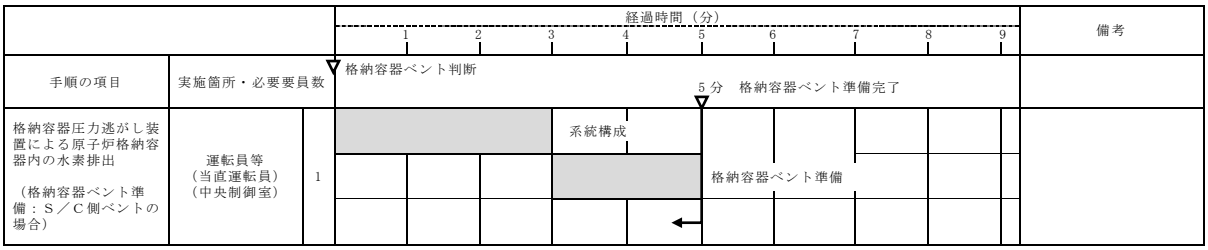
第 1.9－5 図　可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給　タイムチャート

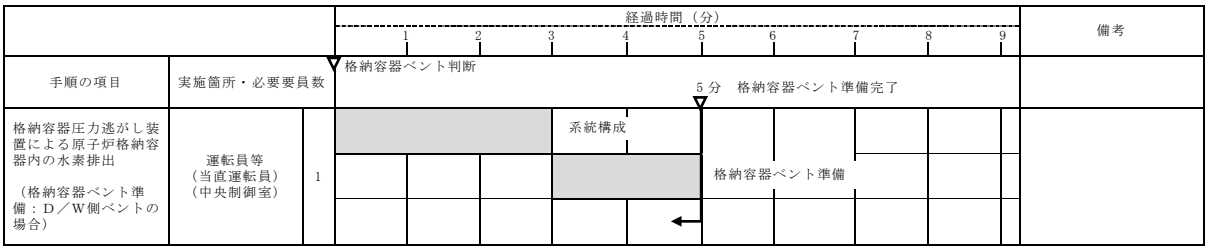


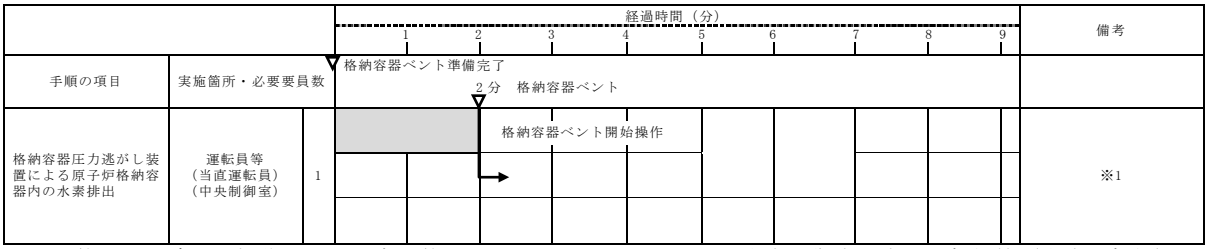
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑥※4	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑦ａ，⑬	第一弁（Ｓ／Ｃ側）
⑥※2	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑥※5	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑦ｂ，⑬	第一弁（Ｄ／Ｗ側）
⑥※3	換気空調系一次隔離弁	⑥※6	換気空調系二次隔離弁	⑪	第二弁

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1.9－6図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出　概要図

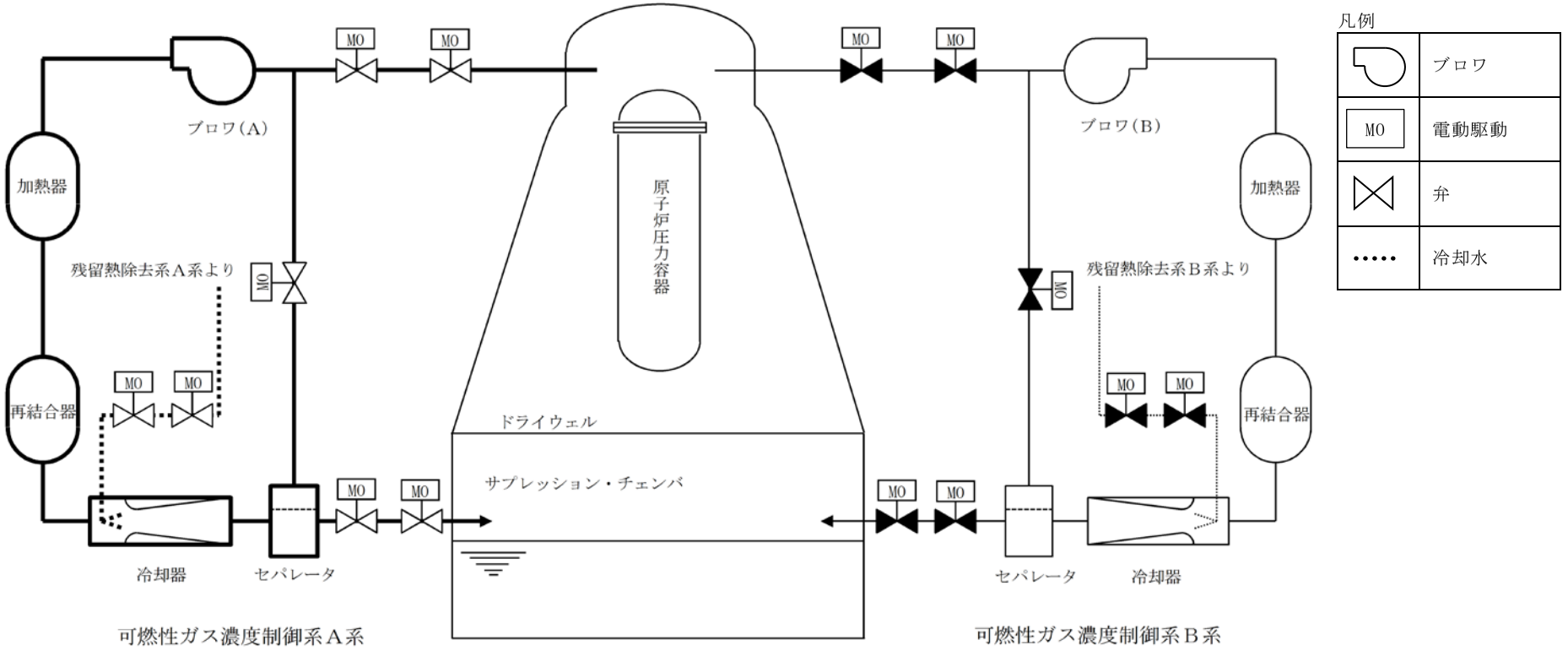




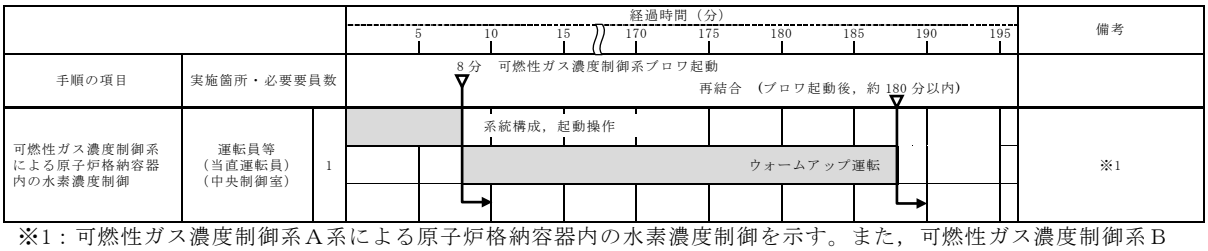


※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合，第二弁バイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，2分以内で可能である。

第 1.9－7 図　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出タイムチャート

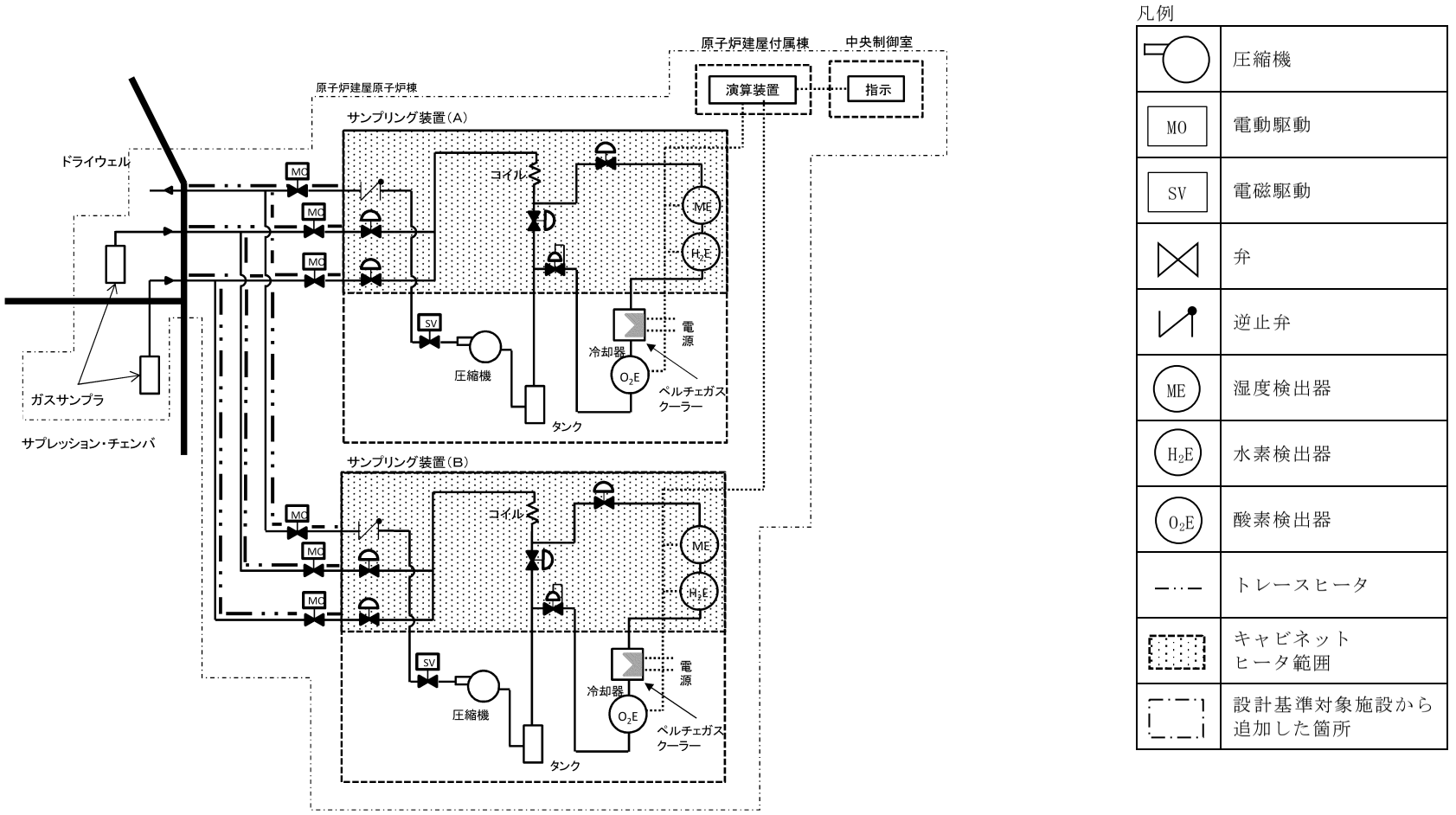


第1.9－8図　可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御　概要図

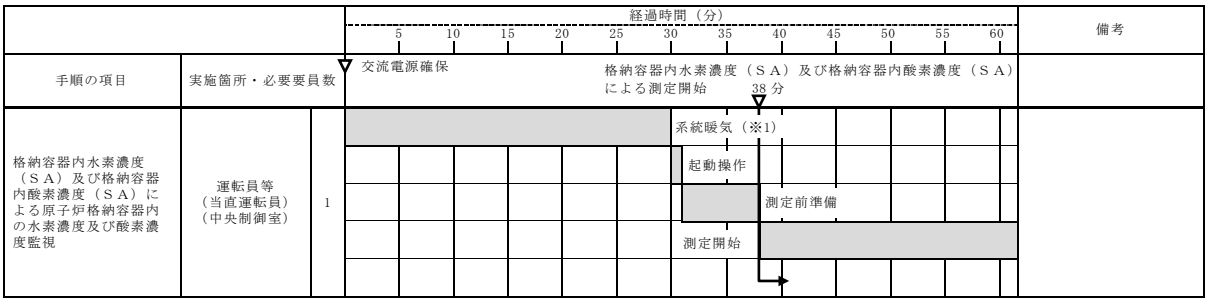


※1：可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を示す。また，可燃性ガス濃度制御系B系については，可燃性ガス濃度制御系ブロワ起動まで 8 分以内，再結合開始まで約 180 分以内で可能である。

第1.9－9図　可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御タイムチャート

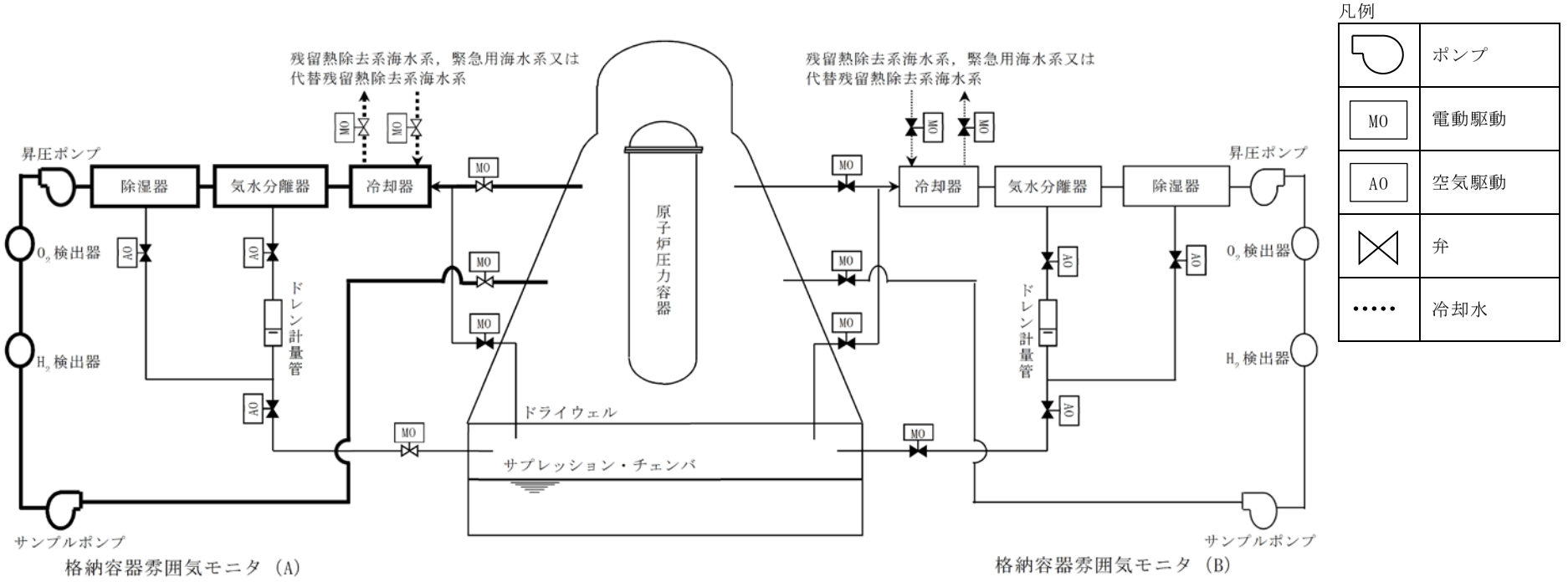


第1.9－10図　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　概要図

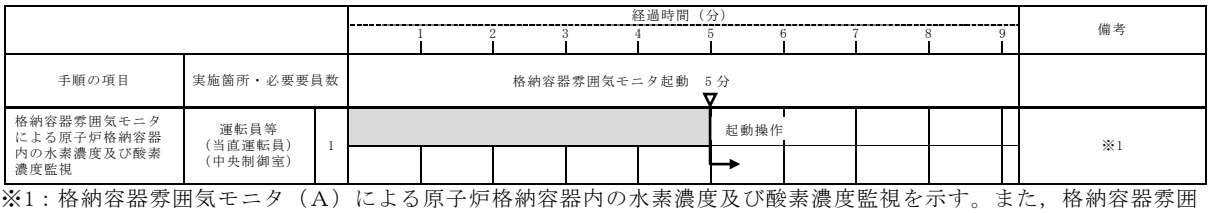


※1：通常時から緊急用ＭＣＣは外部電源系にて受電され暖気しており，全交流動力電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用ＭＣＣを受電した後，暖気が自動的に開始される。

第1.9－11図　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　タイムチャート

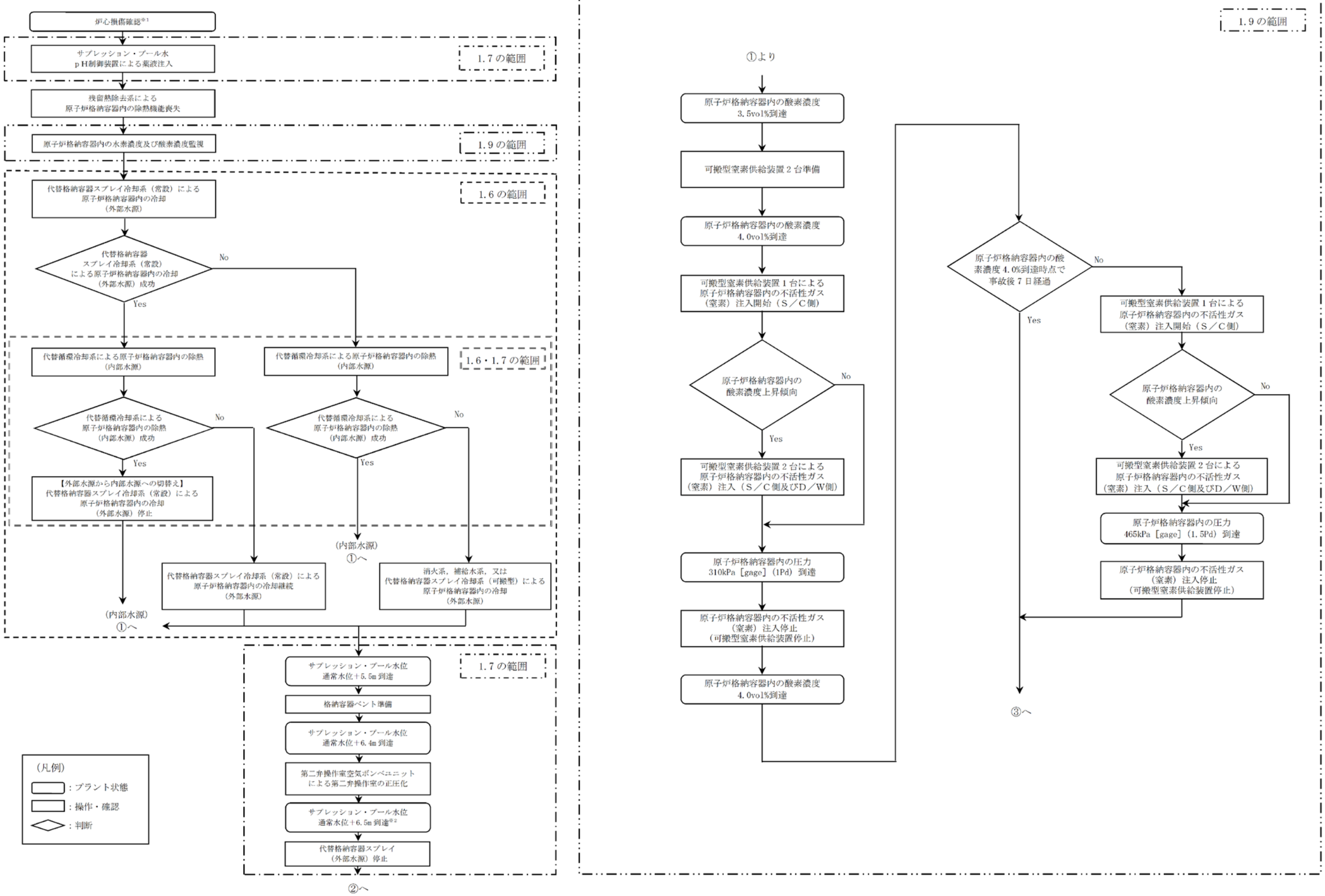


第1.9－12図　格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　概要図

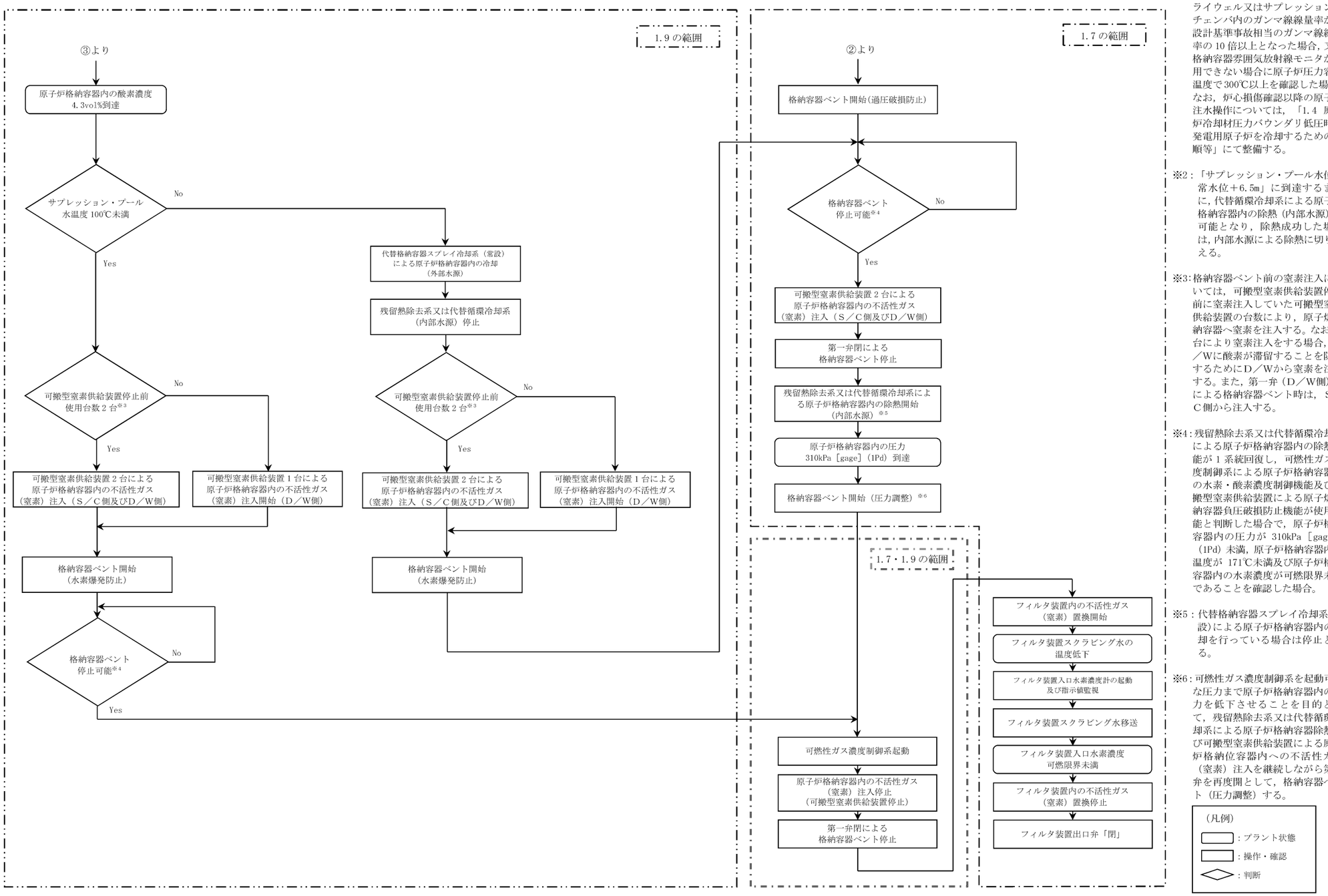


※1：格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視を示す。また，格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視については，格納容器雰囲気モニタ起動まで5分以内で可能である。

第1.9－13図　格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　タイムチャート



第1.9－14図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／3）



※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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。なお，炉心損傷確認以降の原子炉注水操作については，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：「サプレッション・プール水位通常水位＋6.5m」に到達するまでに，代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱（内部水源）が可能となり，除熱成功した場合は，内部水源による除熱に切り替える。

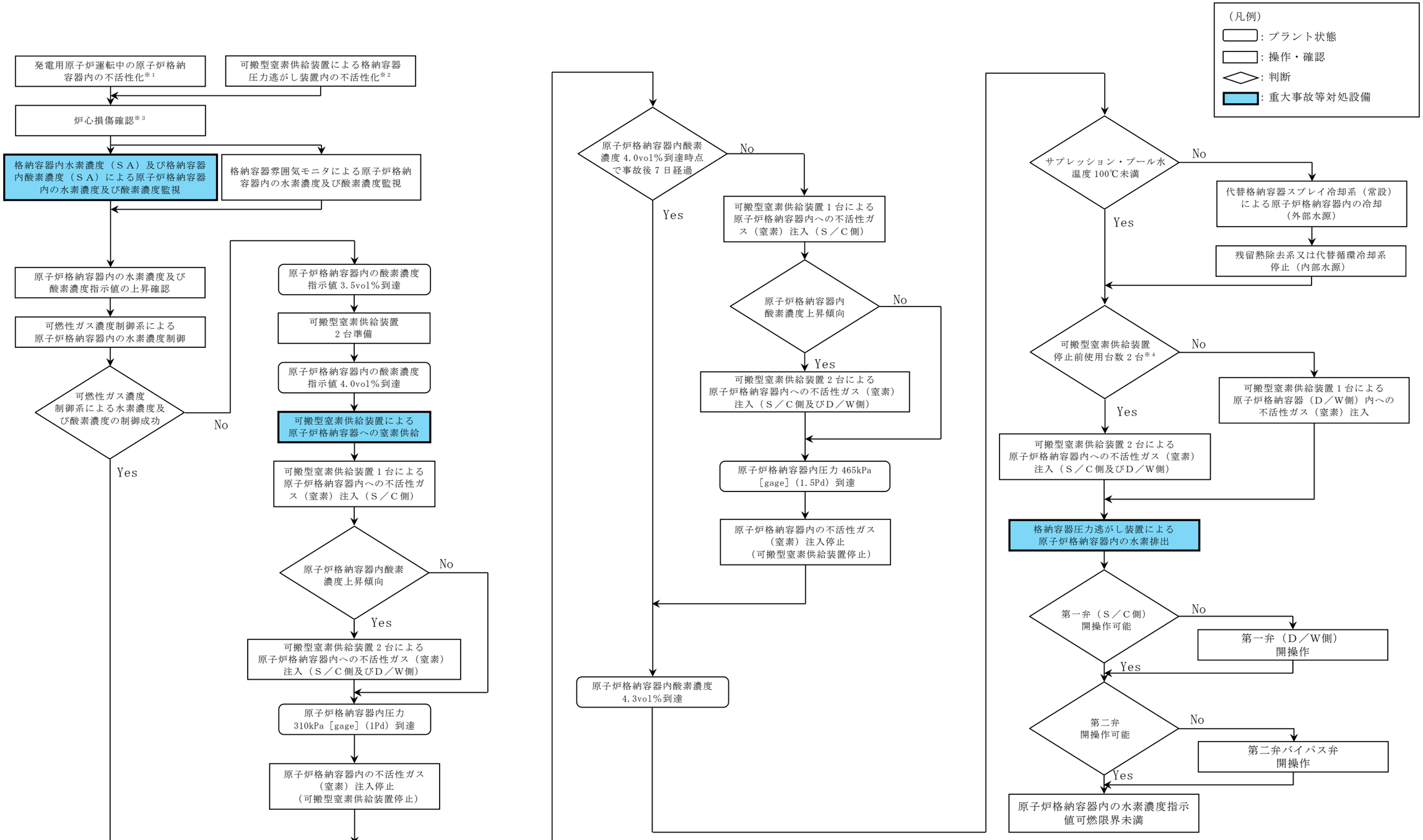
※3：格納容器ベント前の窒素注入については，可搬型窒素供給装置停止前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により，原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお，1台により窒素注入をする場合，D／Wに酸素が滞留することを防止するためにD／Wから窒素を注入する。また，第一弁（D／W側）開による格納容器ベント時は，S／C側から注入する。

※4：残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が１系統回復し，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合で，原子炉格納容器内の圧力が 310kPa［gage］（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度が 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。

※5：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を行っている場合は停止とする。

※6：可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力を低下させることを目的として，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納位容器内への不活性ガス（窒素）注入を継続しながら第一弁を再度開として，格納容器ベント（圧力調整）する。

第 1.9－14 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／3）



※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を常時不活性化した状態としている。
※2：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※3：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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。
※4：格納容器ベント前の窒素注入については，可搬型窒素供給装置停止前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により，原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお，1台により窒素注入をする場合，Ｄ／Ｗに酸素が滞留することを防止するためにＤ／Ｗから窒素を注入する。なお，第一弁（Ｄ／Ｗ側）開による格納容器ベント時は，Ｓ／Ｃ側から注入する。

第1.9－14図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3／3）

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

＜　目　次　＞

1.10.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a)　水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止

(b)　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制

(c)　水素排出による原子炉建屋等の損傷防止

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．手順等

1.10.2　重大事故等時の手順

1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順

(1)　原子炉ウェル注水

ａ．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

ｂ．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順

(1)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出

ａ．交流動力電源が健全である場合の操作手順

ｂ．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順

(2)　原子炉建屋内の水素濃度監視

(3)　原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出

ａ．ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放
ｂ．ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放
1.10.2.3　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順
1.10.2.4　その他の手順項目について考慮する手順
1.10.2.5　重大事故等時の対応手段の選択

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

【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建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする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，水素が原子炉格納容器内に放出され，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備を整備する。ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.10.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

また，原子炉格納容器外への水素の漏えいを抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十三条及び技術基準規則第六十八条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

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

なお，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.10－1表に整理する。

a．水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a)　水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止

ⅰ）　静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し，水素爆発を防止するため，静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお，静的触媒式水素再結合器は触媒反応により受動的に起動する設備であり，運転員等※2による起動操作は必要としない。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

・静的触媒式水素再結合器

・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

・原子炉建屋原子炉棟

※2　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。

ⅱ）　原子炉建屋内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し，監視する手段がある。

原子炉建屋内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉建屋水素濃度

上記設備は原子炉建屋原子炉棟内に5個（そのうち，原子炉建屋

原子炉棟の最上階である6階に2個）設置する。

ⅲ） 代替電源による必要な設備への給電

「(a) ⅰ） 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」，「(a) ⅱ） 原子炉建屋内の水素濃度監視」及び「（c) ⅰ） 原子炉建屋ガス処理系による水素排出」で使用する設備について，全交流動力電源又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・常設代替直流電源設備

・可搬型代替直流電源設備

・燃料給油設備

(b) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール材の熱劣化を緩和することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素の漏えいを抑制し，原子炉建屋等の水素爆発を防止する手段がある。

ⅰ） 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより原子炉ウェルに注水し，原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素の漏えいを抑制する。

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水で使用

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

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器頂部注水系配管・弁

・原子炉ウェル

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ） 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水

西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウェルに注水し，原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素の漏えいを抑制する。

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・代替淡水貯槽

・ホース

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器頂部注水系配管・弁

・原子炉ウェル

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

なお，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

(c)　水素排出による原子炉建屋等の損傷防止

ⅰ）　原子炉建屋ガス処理系による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し，原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋ガス処理系による水素排出で使用する設備は以下のとおり。

・非常用ガス処理系排風機

・非常用ガス再循環系排風機

・非常用ガス処理系フィルタトレイン

・非常用ガス再循環系フィルタトレイン

・非常用ガス処理系配管・弁

・非常用ガス再循環系配管・弁

・非常用ガス処理系排気筒

・非常用交流電源設備

・常設代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ）　原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出

原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいし，原子炉建屋原子炉棟内

の水素濃度が上昇した場合，原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放し，原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階の水素を大気へ排出することで，原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉建屋外側ブローアウトパネル

・ブローアウトパネル強制開放装置

・ブローアウトパネル閉止装置

・ブローアウトパネル開閉状態表示

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・ホース

・放水砲

・燃料給油設備

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち，静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置，原子炉建屋原子炉棟，原子炉建屋水素濃度，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及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

水素排出による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系フィルタトレイン，非常用ガス再循環系フィルタトレイン，非常用ガス処理系配管・弁，非常用ガス再循環系配管・弁，非常用ガス処理

系排気筒，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

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，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止することができる。

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

・原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系（常設）及び格納容器頂部注水系（可搬型））

原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する効果に不確かさはあるが，原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール材の熱劣化を緩和することにより，原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できることから有効である。

・原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素を排出するための設備（原子炉建屋外側ブローアウトパネル，ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウトパネル閉止装置）

原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが，仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合において，水素を排出することで原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段として有効で

ある。

b．手順等

上記「a．水素爆発による原子炉建屋等の損傷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）」，「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.10－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.10－2表，第1.10－3表）。

1.10.2　重大事故等時の手順

1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順

(1)　原子炉ウェル注水

a．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッショ

ン・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。

(b)　操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－1図に，概要図を第1.10－3図に，タイムチャートを第1.10－4図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル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，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［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頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系系統分離弁及び

ウェル注水弁の全開操作を実施した後，ウェル注水流量調節弁を開とし，格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェル注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）の流量上昇及びドライウェル雰囲気温度の低下により確認し，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水及び格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の停止を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水及びウェル注水流量調節弁，ウェル注水弁及び常設低圧代替注水系系統分離弁を全閉にし，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の停止を発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水開始まで6分以内で可能である。

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

b．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合。

(b)　操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－1図に，概要図を第1.10－5図に，タイムチャートを第1.10－6図に示す。

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

②災害対策本部長代理は，発電長に格納容器頂部注水系（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災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備を指示する。

④発電長は，運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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し，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の系統構成を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，ウェル注水弁及びウェル注水流量調節弁を開とし，発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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報告する。

⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告するとともに，重大事故等対応要員に格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，格納容器頂部注水系（可搬型）として使

用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口又は高所東側接続口の弁を開とし，格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑫発電長は，運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへの注水が開始されたことの確認を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて，原子炉ウェルに注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）又は低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）の流量上昇及びドライウェル雰囲気温度の低下により確認し，発電長に報告する。

⑭発電長は，災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへの注水が開始されたことを報告する。

⑮運転員等は中央制御室にて，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又はウェル注水流量調節弁及びウェル注水弁を閉にし，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止を発電長に報告する。

⑯発電長は，災害対策本部長代理に原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水及び格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止を依頼する。

⑰重大事故等対応要員は，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又は格納容器頂部注水系

（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑱災害対策本部長代理は，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又は格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止したことを発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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。

【高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応

要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

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

1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順

(1)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから，外部電源又は非常用ディーゼル発電機により電源を確保し，原子炉建屋ガス処理系の自動起動を確認する。ただし，原子炉建屋ガス処理系が自動起動していない場合は，原子炉建屋ガス処理系を手動起動する。また，全交流動力電源喪失時には常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により電源を確保し，原子炉建屋ガス処理系を手動起動する。なお，原子炉建屋ガス処理系は，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し，放射性物質を低減して原

子炉建屋外に排出する。

ａ．交流動力電源が健全である場合の操作手順

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，外部電源又は非常用ディーゼル発電機により原子炉建屋ガス処理系に給電が可能な場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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。

(b)　操作手順

原子炉建屋ガス処理系による水素排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－7図に，タイムチャートを第1.10－8図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋ガス処理系Ａ系及び原子炉建屋ガス処理系Ｂ系の自動起動の確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，自動起動信号（原子炉水位低（レベル３），ドライウェル圧力高，原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高又は原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高信号）により非常用ガス処理系排風機（Ａ）及び非常用ガス処理系排風機（Ｂ）並びに非常用ガス再循環系排風機（Ａ）及び非常用ガス再循環系排風機（Ｂ）が起動したことを確認するとともに，非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認する。

③運転員等は中央制御室にて，非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに，非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。

④運転員等は，発電長に原子炉建屋ガス処理系Ａ系及び原子炉建屋ガス処理系Ｂ系が自動起動したことを報告する。

⑤発電長は，環境へのガス放出量の増大，フィルタトレインに湿分を含んだ空気が流入すること等を考慮し，運転員等に原子炉建屋ガス処理系Ａ系又は原子炉建屋ガス処理系Ｂ系の停止を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，非常用ガス処理系排風機（Ａ）及び非常用ガス再循環系排風機（Ａ）又は非常用ガス処理系排風機（Ｂ）及び非常用ガス再循環系排風機（Ｂ）を停止し，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に原子炉建屋換気系が隔離していることを確認するように指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋換気系が隔離されていることを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系による水素排出開始まで6分以内で可能である。

ｂ．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順

(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※1において，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M／C」という。）が受電され，緊急用M／Cからモータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）２C又はMCC　２Dの受電が完了した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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。

(b)　操作手順

原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出手順の概要は以下のとおり（原子炉建屋ガス処理系B系による水素排出手順も同様。）。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－7図に，タイムチャートを第1.10－8図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出に必要な排風機及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③運転員等は中央制御室にて，非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに，非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁，非常用ガ

ス再循環系フィルタトレイン出口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。なお，非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁が閉でない場合，又は非常用ガス再循環系系統入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁，非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁が開でない場合は，中央制御室にて系統構成を実施する。

④運転員等は，発電長に原子炉建屋ガス処理系による水素排出の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）を起動し，非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認した後，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系による水素排出開始まで5分以内で可能である。

(2)　原子炉建屋内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから，原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階の水素濃度，原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋原子炉棟地下1階のハッチ

等の貫通部付近の水素濃度（以下「原子炉建屋内の水素濃度」という。）を監視する。また，静的触媒式水素再結合器の動作状況を確認するため，静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度を監視する。

また，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は，原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため，原子炉建屋ガス処理系を停止する。

ａ．手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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。

ｂ．操作手順

原子炉建屋内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－9図に，タイムチャートを第1.10－10図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を指示する。

また，原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度が 2.0vol％に到達した場合は，非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止するよう指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況を監視する。なお，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は，代替電源設備から給電されていることを確認後，原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化する。

③運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol％に到達したことを確認した場合は，非常用ガス処理系排風機（Ａ）及び非常用ガス再循環系排風機（Ａ）又は非常用ガス処理系排風機（Ｂ）及び非常用ガス再循環系排風機（Ｂ）を停止する。

ｃ．操作の成立性

原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視は，運転員等1名にて対応を実施する。

また，原子炉建屋ガス処理系の停止操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系の停止まで6分以内で可能である。

(3) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部を開放することにより，原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階に滞留した水素を大気へ排出し，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する。

また，原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放する場合は，放水砲を

用いた原子炉建屋への放水を実施する。なお，放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順については，「1.12.2.1(1)ａ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

ａ．ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放

(a)　手順着手の判断基準

原子炉建屋内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず，原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合。

(b)　操作手順

ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－11図に，タイムチャートを第1.10－12図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放による水素排出の実施を災害対策本部長代理に依頼する。また，運転員等に原子炉建屋内の水素濃度を継続的に監視するように指示する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を指示する。

③重大事故等対応要員は，現場（二次格納施設外）にてブローアウトパネル強制開放装置を操作し，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を実施し，災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に連絡する。

④運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋外側ブローアウトパネル

の開放により原子炉建屋内の水素濃度が低下したことを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの1箇所を開放するまで50分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，通信連絡設備を整備する。

また，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。なお，放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具を装備して作業を行う。

b．ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放

(a)　手順着手の判断基準

ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部が閉止されている場合において，原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol％に到達後，格納容器圧力逃がし装置による水素排出を実施したにもかかわらず，原子炉建屋内の水素濃度が上昇を継続している場合。

(b)　操作手順

ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10－2図に，概要図を第1.10－11図に，タイムチャートを第1.10－13図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出の実施を災害対策本部長代

理に依頼する。また，運転員等に原子炉建屋内の水素濃度を監視するように指示する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員にブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放を指示する。

③重大事故等対応要員は，現場（二次格納施設外）にてブローアウトパネル閉止装置を操作し，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放を実施後，災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に連絡する。

④運転員等は中央制御室にて，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放により原子炉建屋内の水素濃度が低下したことを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからブローアウトパネル閉止装置のパネル部の1箇所を開放するまで40分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，通信連絡設備を整備する。

また，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。なお，放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具を装備して作業を行う。

1.10.2.3　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために使用する設備へ代

替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.10.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び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。

非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，常設低圧代替注水系ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順については，「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」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。

1.10.2.5　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.10－14図に示す。

(1)　原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素漏えいを抑制するため，ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続している場合，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水を実施する。格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水が使用不可能な場合は，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水を実施する。

(2)　原子炉建屋ガス処理系，原子炉建屋内の水素濃度監視及び原子炉建屋外側ブローアウトパネル

炉心の著しい損傷が発生した場合は，原子炉建屋ガス処理系により水素を排出するとともに，原子炉建屋内の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し，静的触媒式水素再結合器の動作状況を静的触媒式水素再結合器動作監視装置により監視する。

原子炉建屋ガス処理系による水素排出及び静的触媒式水素再結合器の動作により，原子炉建屋内の水素濃度の上昇は抑制されるが，仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合は，原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%到達後原子炉建屋ガス処理系を停止するとともに，水素の発生源を断つため，格納容器ベント操作を実施する。それでもなお原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合は，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため，原子炉建屋外側ブローアウトパネルにより水素の排出を実施する。

第1.10－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	－	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋原子炉棟	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） 「水素」等 重大事故等対策要領
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	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） 「水素」等 重大事故等対策要領
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「電源供給回復」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度制御設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器外への水素漏えい抑制	－	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウェル 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウェル 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	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」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素排出による原子炉建屋等の損傷防止	－	原子炉建屋ガス処理系による水素排出	非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン 非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス再循環系配管・弁 非常用ガス処理系排気筒 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※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）「水素」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出	原子炉建屋外側ブローアウトパネル ブローアウトパネル強制開放装置 ブローアウトパネル閉止装置 ブローアウトパネル開閉状態表示 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※4 ホース 放水砲※4 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第1.10－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／3）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1)　原子炉ウェル注水 ａ．格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「Ｐ／Ｃ」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確認	代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
1.10.2.1　原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1)　原子炉ウェル注水 ｂ．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確認	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		補機監視機能	低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（2／3）

<table>
<tr><th>手順書</th><th colspan="2">重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ（計器）</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順
（1）　原子炉建屋ガス処理系による水素排出
ａ．交流動力電源が健全である場合の操作手順</td></tr>
<tr><td rowspan="3">非常時運転手順書Ⅲ
（シビアアクシデント）
「水素」

ＡＭ設備別操作手順書</td><td rowspan="2">判断基準</td><td>原子炉格納容器内の放射線量率</td><td>格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器内の温度</td><td>原子炉圧力容器温度</td></tr>
<tr><td>電源</td><td>Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧
Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧
Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧
Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
直流 125V 主母線盤２Ａ電圧
直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>補機監視機能</td><td>非常用ガス再循環系空気流量
非常用ガス処理系空気流量</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順
（1）　原子炉建屋ガス処理系による水素排出
ｂ．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順</td></tr>
<tr><td rowspan="3">非常時運転手順書Ⅲ
（シビアアクシデント）
「水素」

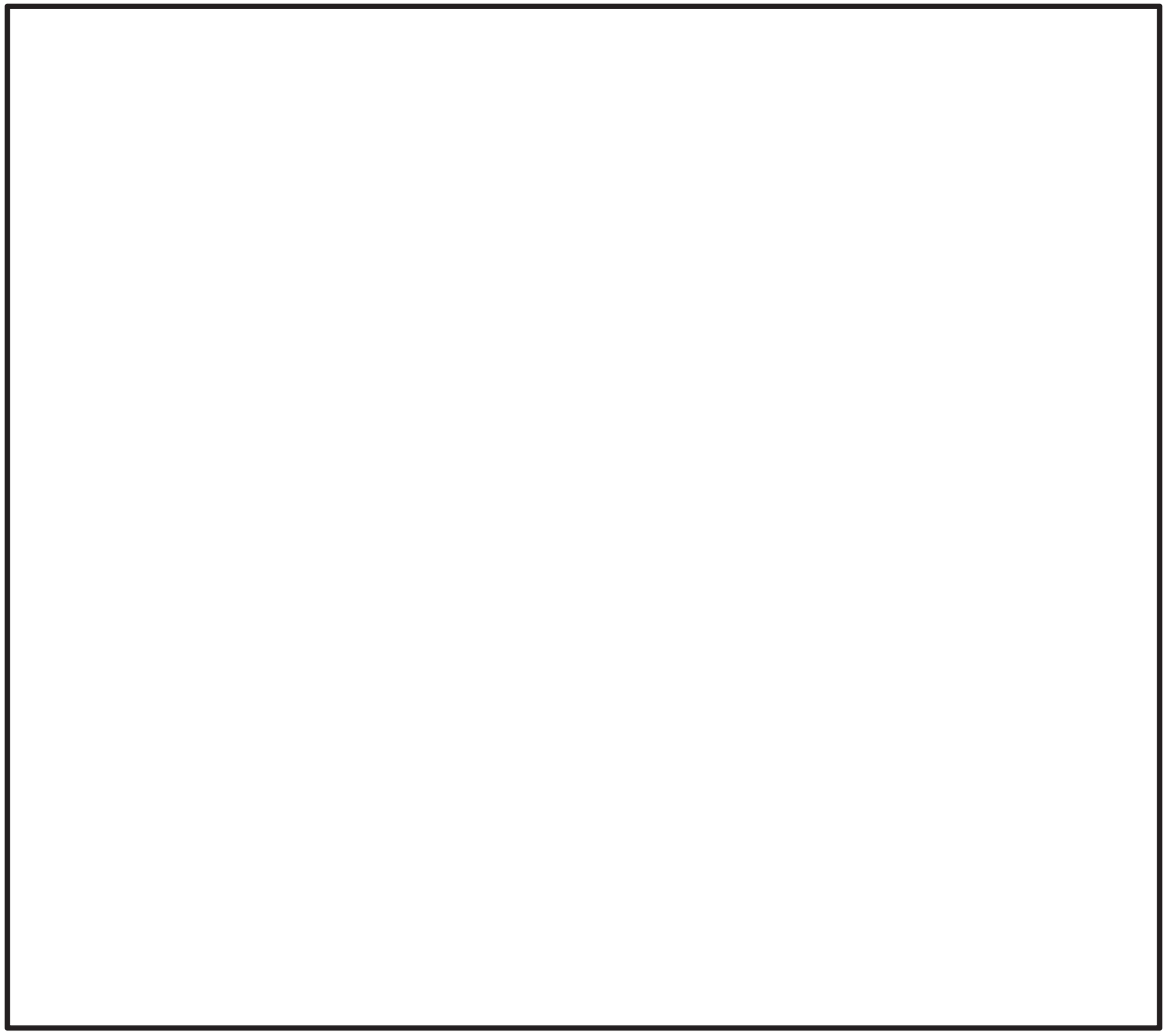
ＡＭ設備別操作手順書</td><td rowspan="2">判断基準</td><td>原子炉格納容器内の放射線量率</td><td>格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器内の温度</td><td>原子炉圧力容器温度</td></tr>
<tr><td>電源</td><td>Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧
Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧
Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧
Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
緊急用Ｍ／Ｃ電圧
直流 125V 主母線盤２Ａ電圧
直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>補機監視機能</td><td>非常用ガス再循環系空気流量
非常用ガス処理系空気流量</td></tr>
</table>

監視計器一覧（3／3）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)　原子炉建屋内の水素濃度監視			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
		電源	緊急用M／C電圧 緊急用P／C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
		補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3)　原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 ａ．ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3)　原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 ｂ．ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

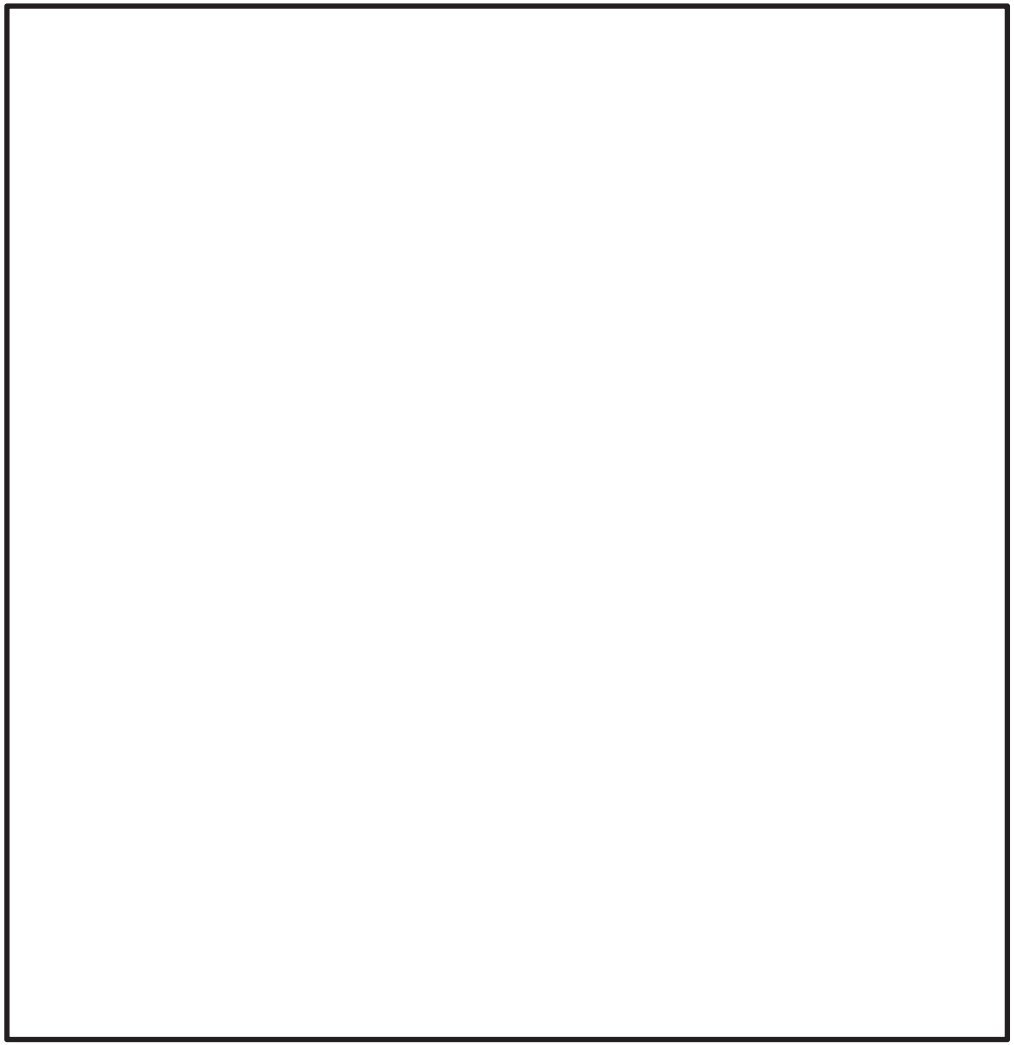
第1.10－3表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【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	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤
	原子炉建屋水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用ＭＣＣ 緊急用直流 125V 主母線盤
	非常用ガス処理系排風機	常設代替交流電源設備 ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系
	非常用ガス処理系　弁	常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ
	非常用ガス再循環系排風機	常設代替交流電源設備 ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系
	非常用ガス再循環系　弁	常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流125V主母線盤



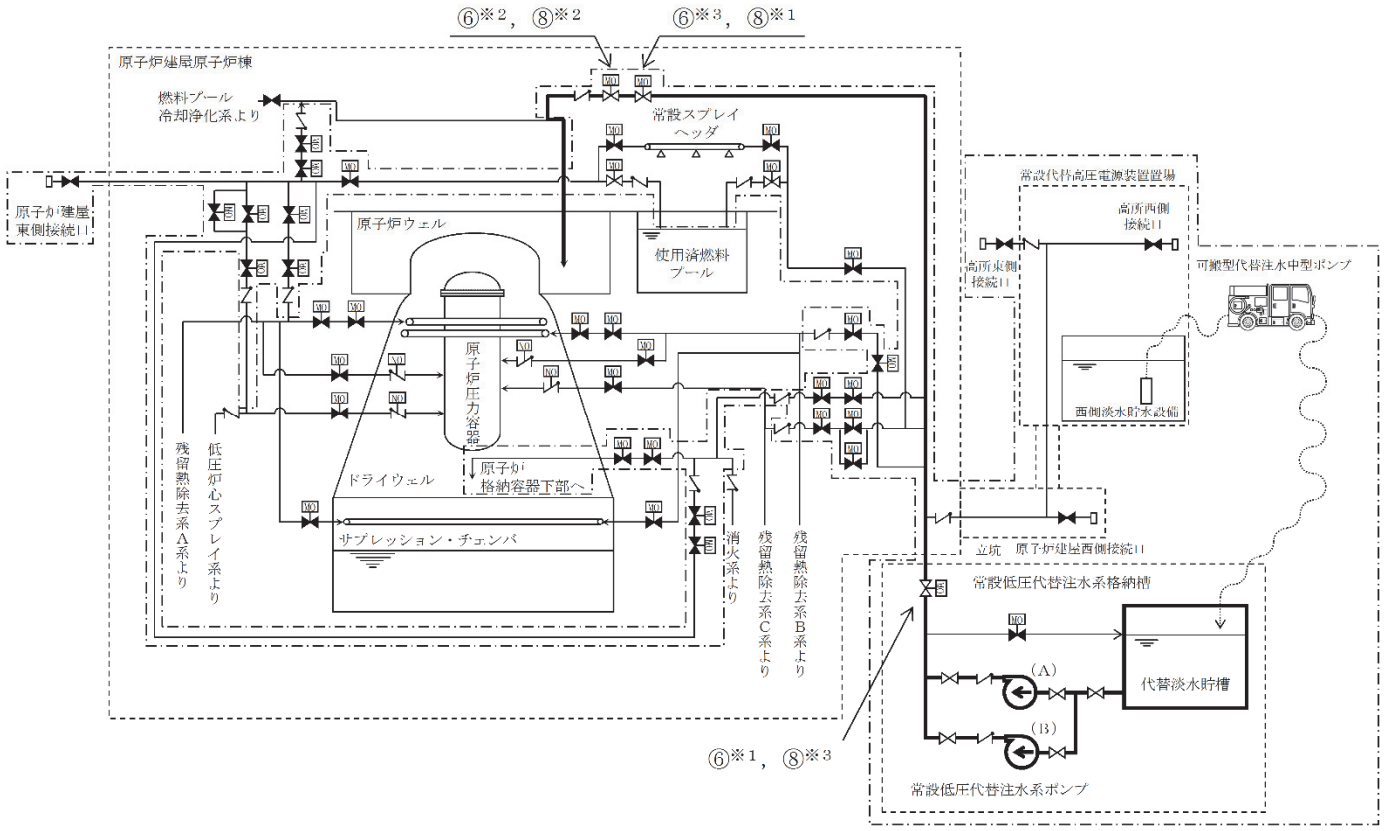
第1.10－1図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」における対応フロー図

は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第1.10－2図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」における対応フロー図

□は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



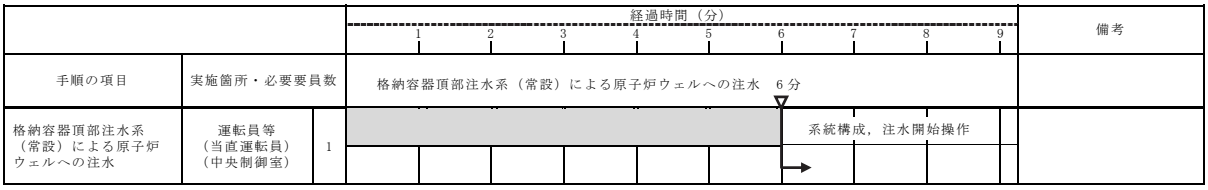
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

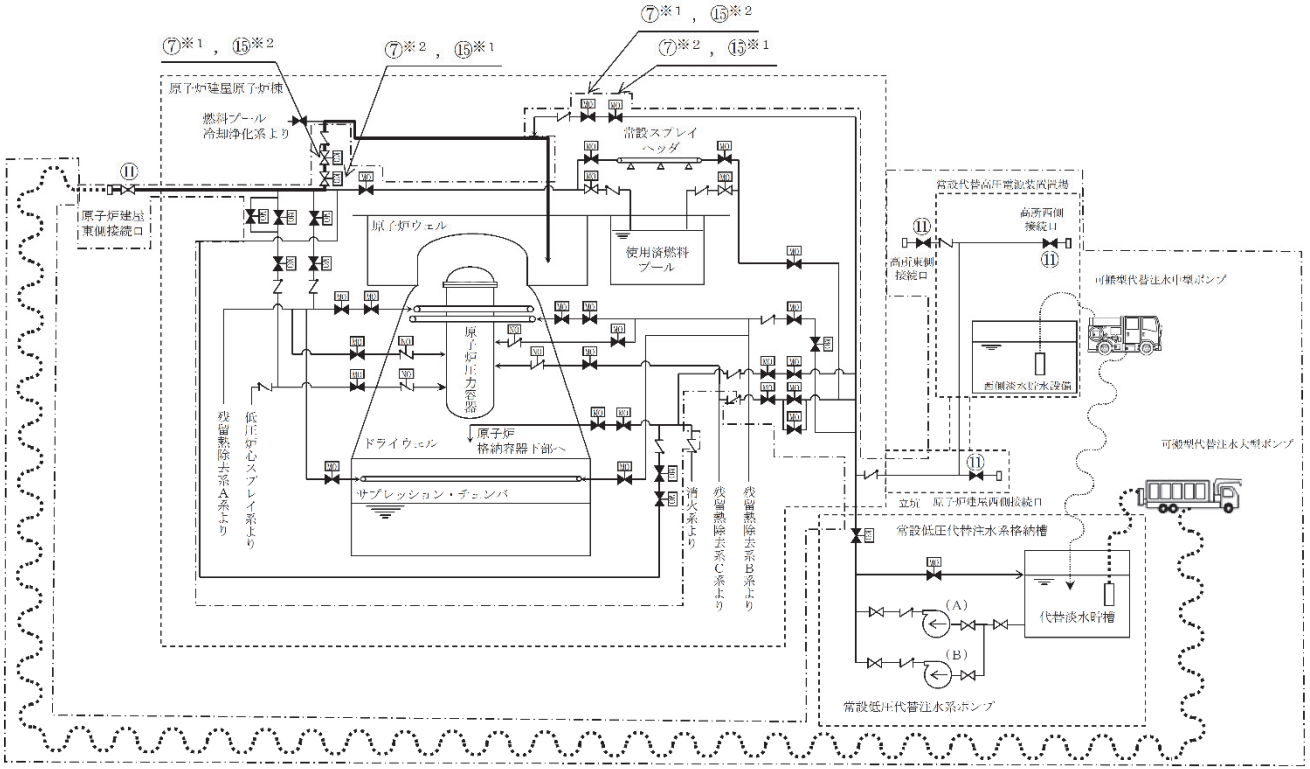
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1，⑧※3	常設低圧代替注水系系統分離弁	⑥※3，⑧※1	ウェル注水流量調節弁
⑥※2，⑧※2	ウェル注水弁		

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は，その実施順を示す。

第1.10－3図　格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水　概要図



第1.10－4図　格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水　タイムチャート



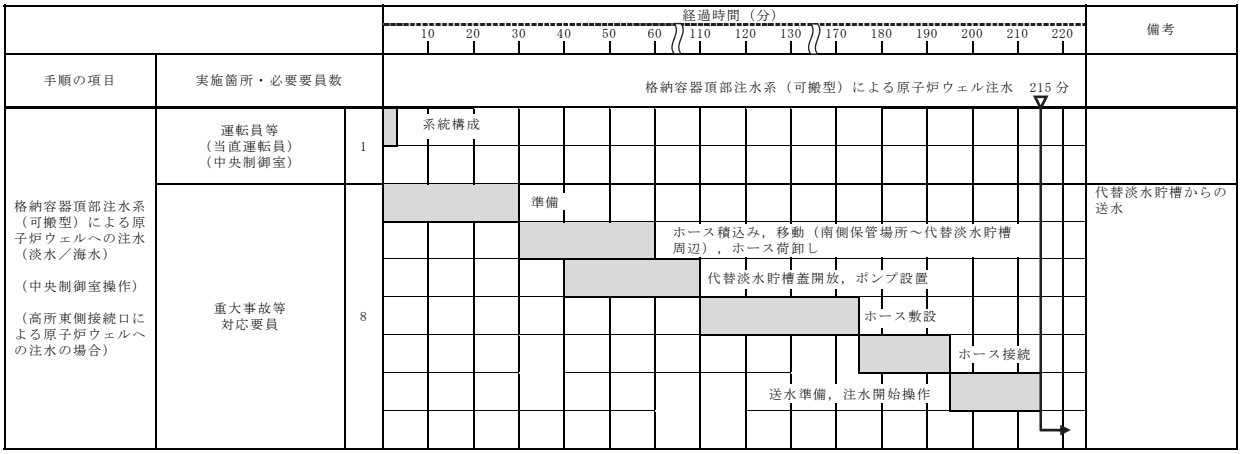
凡例

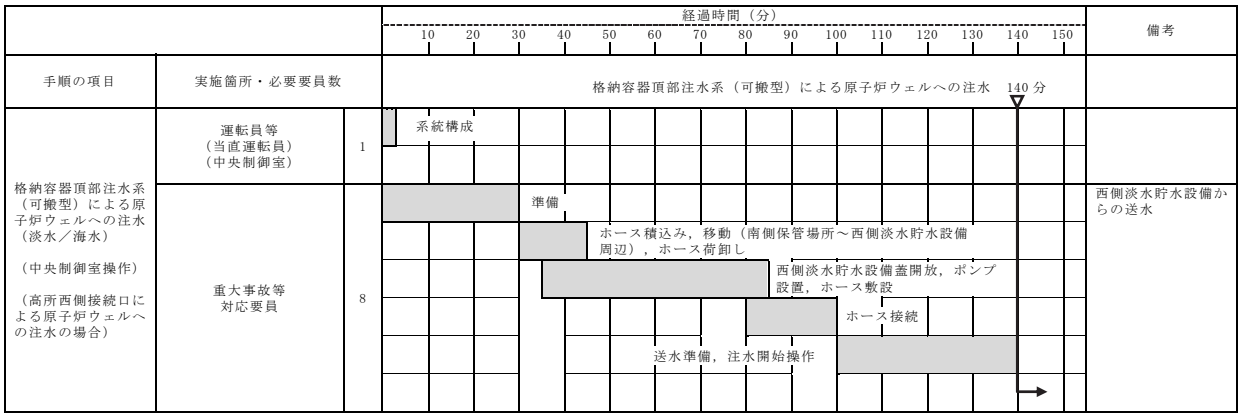
	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦※1，⑮※2	ウェル注水弁	⑪	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁， 高所西側接続口の弁，高所東側接続口の弁
⑦※2，⑮※1	ウェル注水流量調節弁		

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は，その実施順を示す。

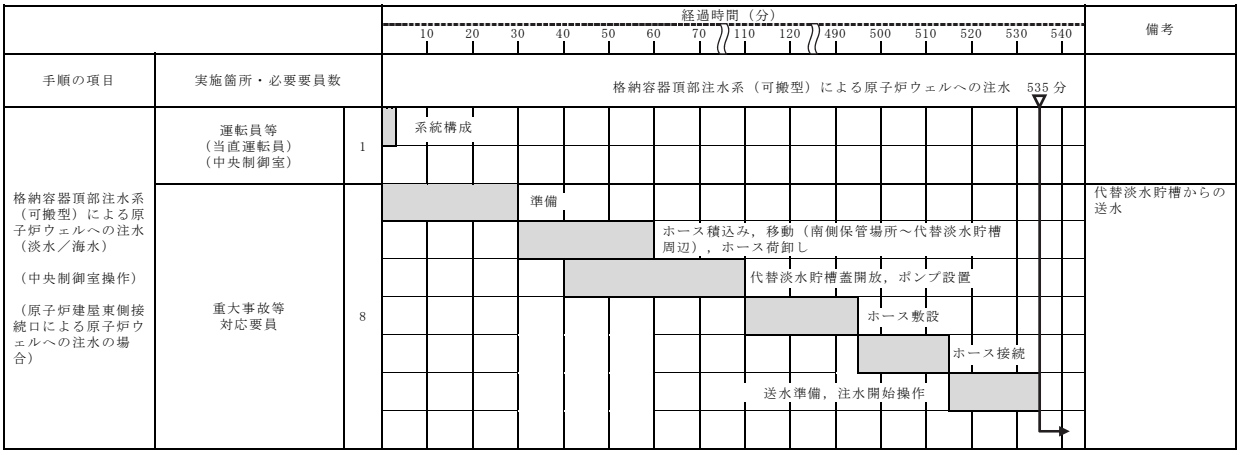
第1.10－5図　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）　概要図

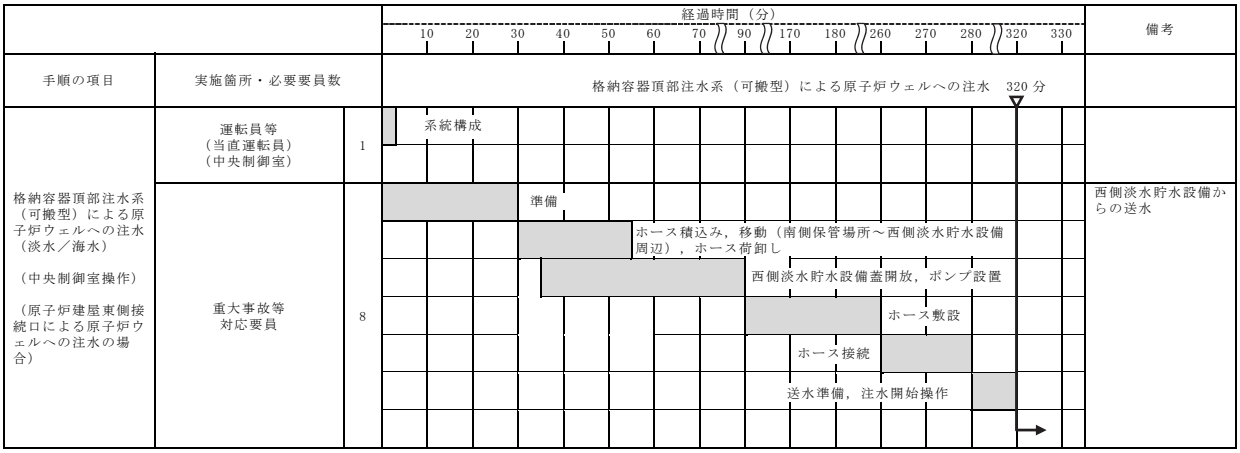




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は 412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は 70m】

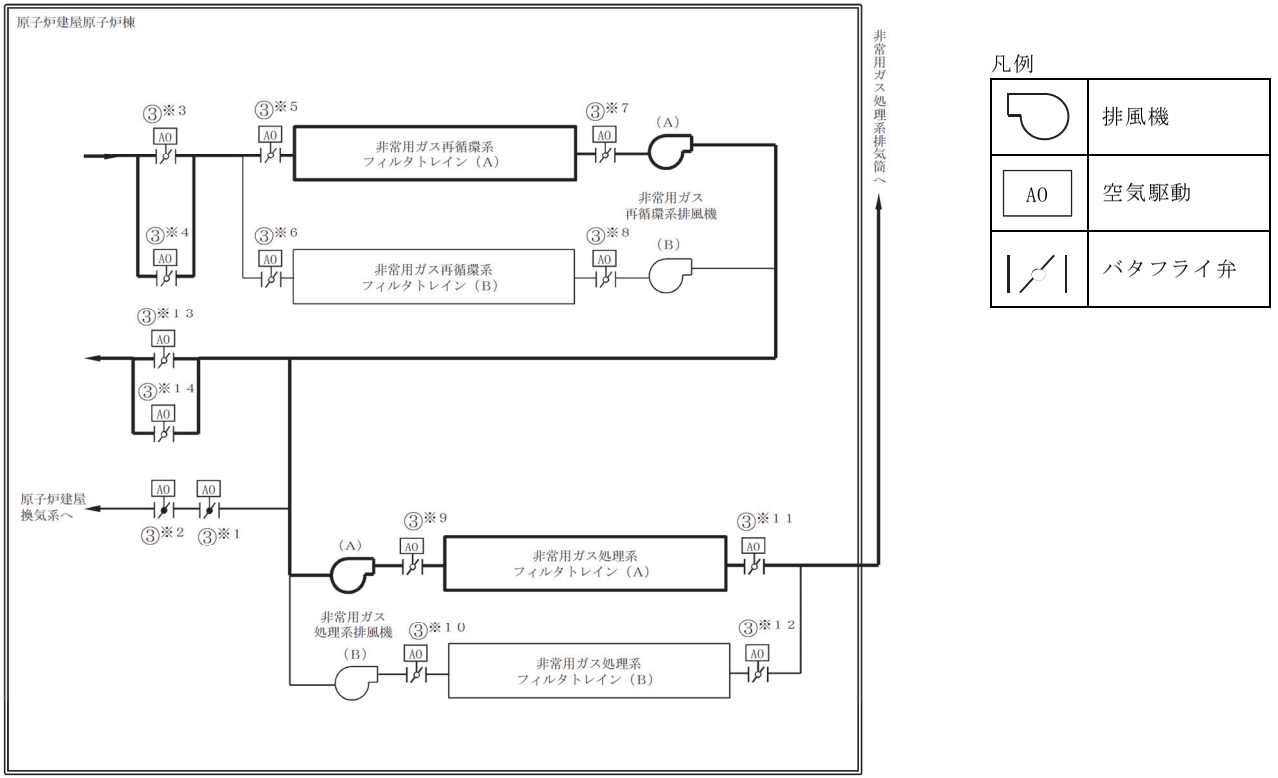
第1.10－6図　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）





【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は 542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は 881m】

第1.10－6図　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（2／2）



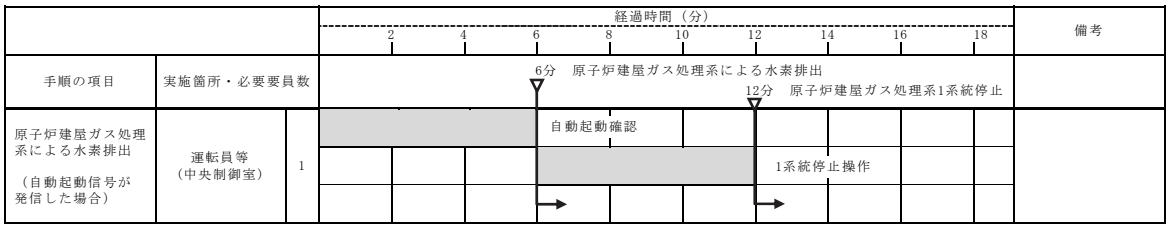
凡例

	排風機
AO	空気駆動
	バタフライ弁

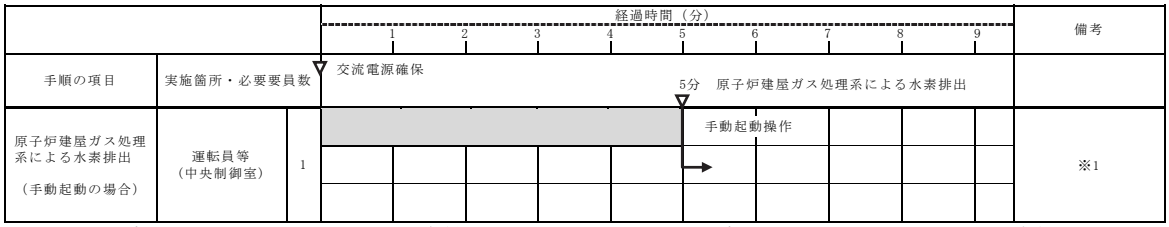
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
③※1，③※2	非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁	③※9，③※10	非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁
③※3，③※4	非常用ガス再循環系系統入口弁	③※11，③※12	非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁
③※5，③※6	非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁	③※13，③※14	非常用ガス再循環系系統再循環弁
③※7，③※8	非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁		

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は，その実施順を示す。

第1.10－7図　原子炉建屋ガス処理系による水素排出　概要図



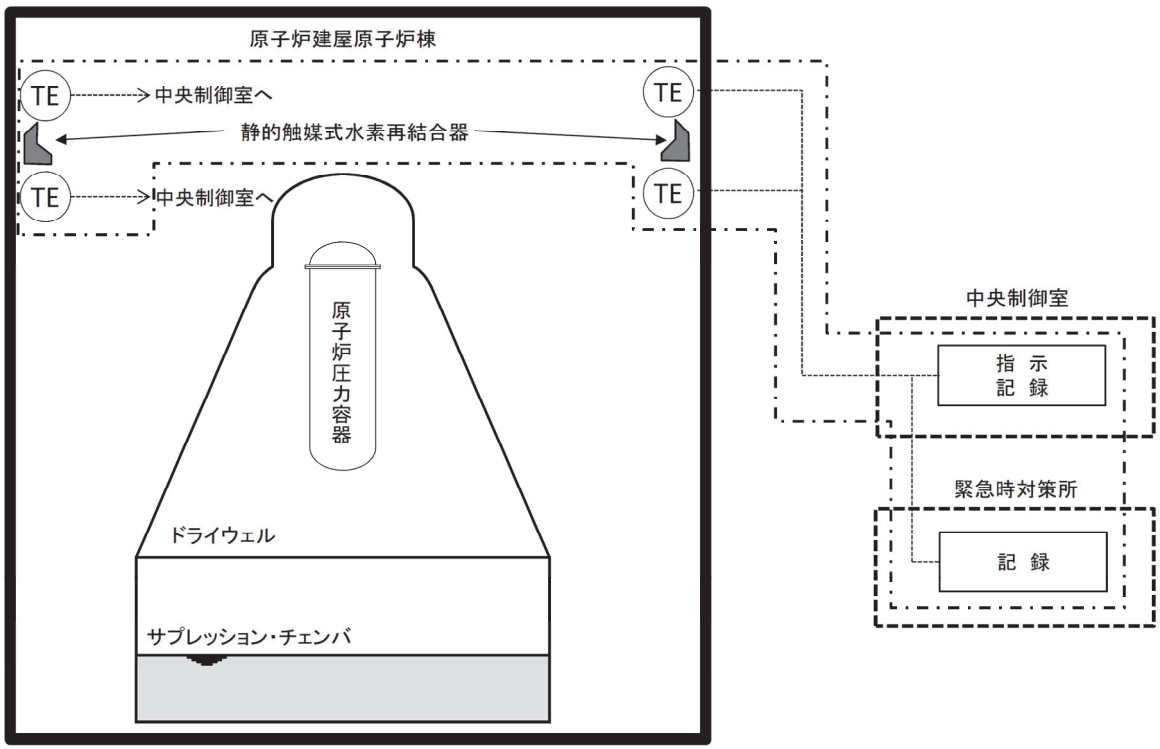
【交流動力電源が健全である場合】



※1：原子炉建屋ガス処理系Ａ系による水素排出を示す。また，原子炉建屋ガス処理系Ｂ系による水素排出については，水素排出開始まで5分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失した場合】

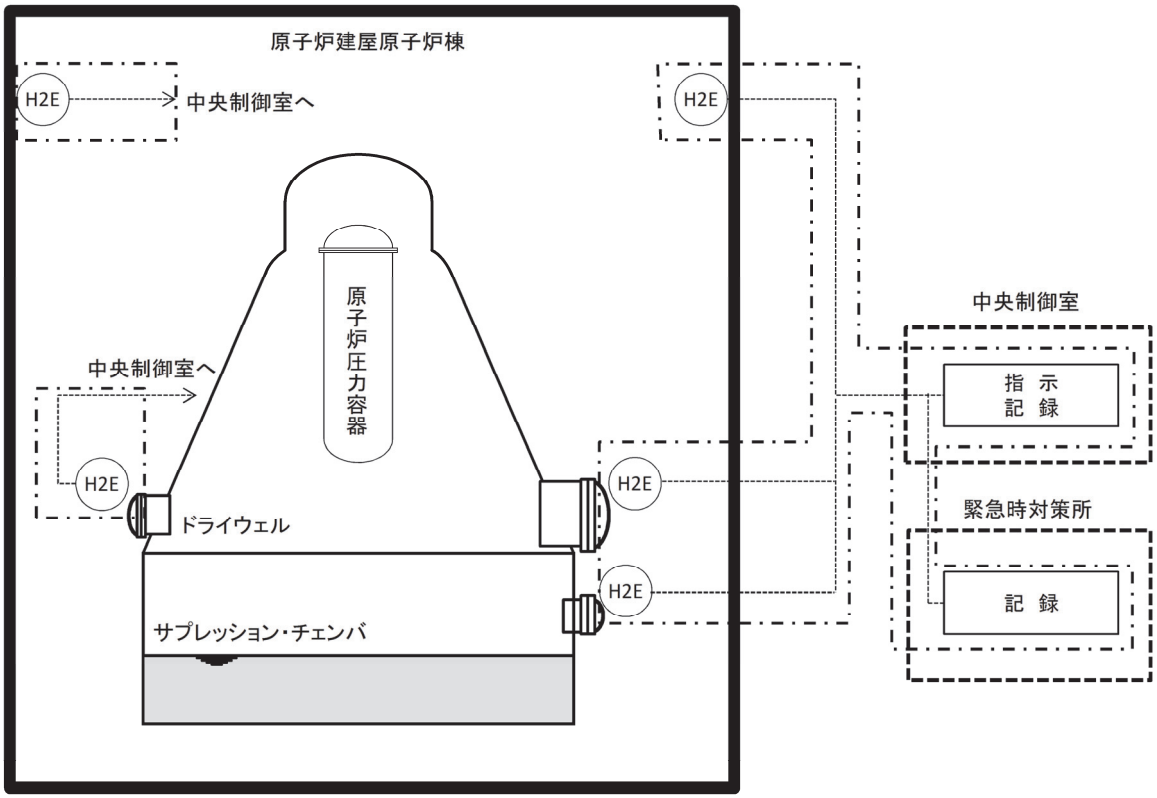
第1.10－8図　原子炉建屋ガス処理系による水素排出　タイムチャート



凡例

	静的触媒式水素再結合器
TE	温度検出器
	設計基準対象施設から追加した箇所

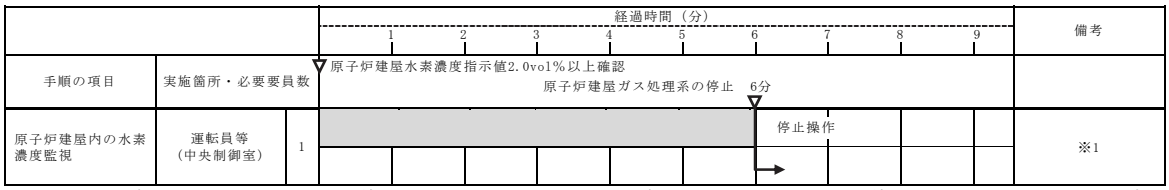
第1.10－9図　原子炉建屋内の水素濃度監視　概要図（1／2）



凡例

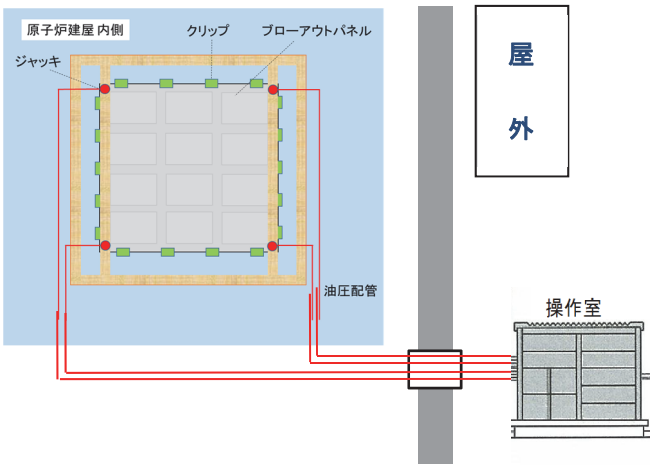
H2E	水素濃度検出器
	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.10－9図　原子炉建屋内の水素濃度監視　概要図（2／2）

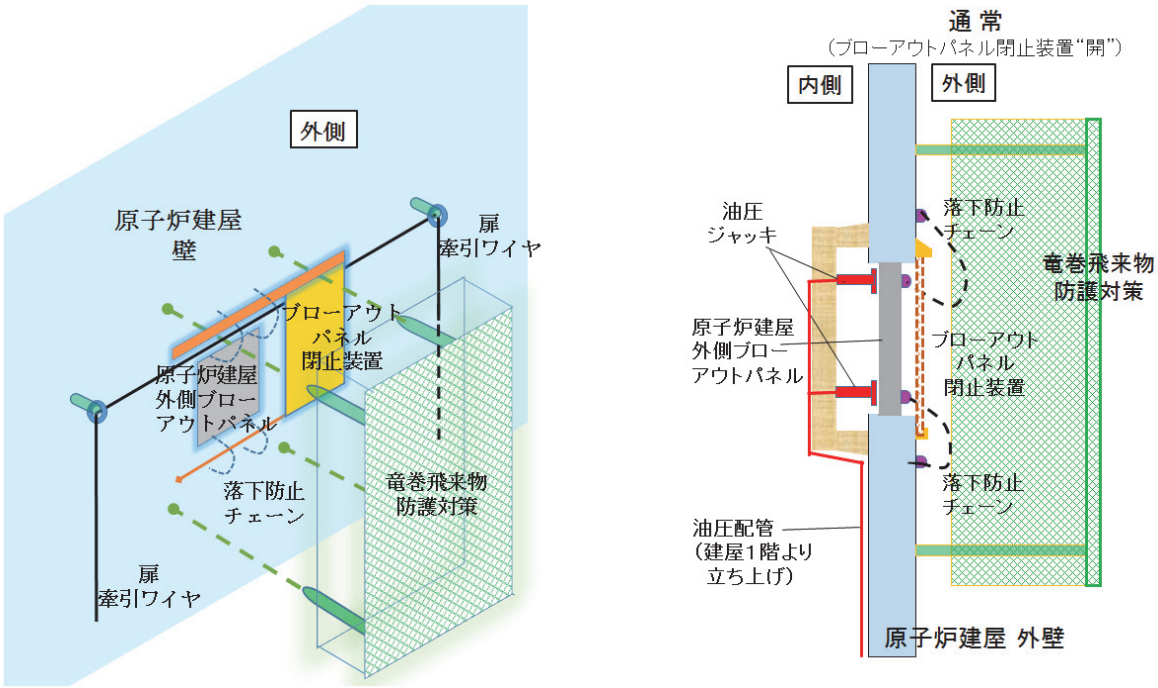


※1：原子炉建屋ガス処理系Ａ系の停止を示す。また，原子炉建屋ガス処理系Ｂ系の停止については，原子炉建屋ガス処理系の停止まで６分以内で可能である。

第1.10－10図　原子炉建屋内の水素濃度監視　タイムチャート

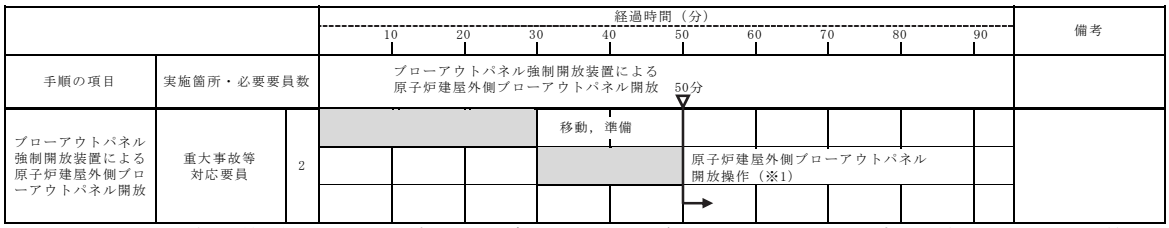


【ブローアウトパネル強制開放装置】



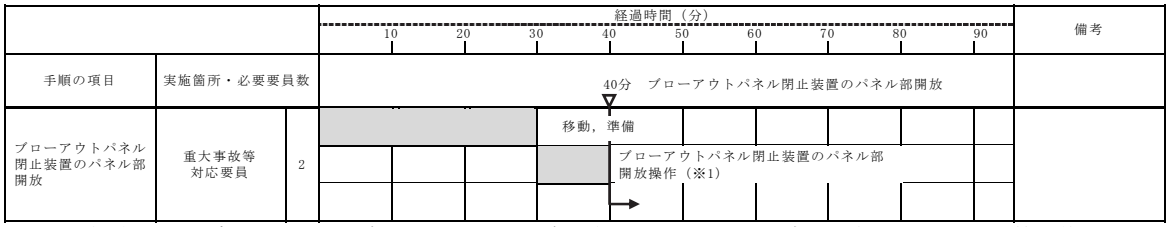
【ブローアウトパネル閉止装置】

第 1.10－11 図　ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放　概要図



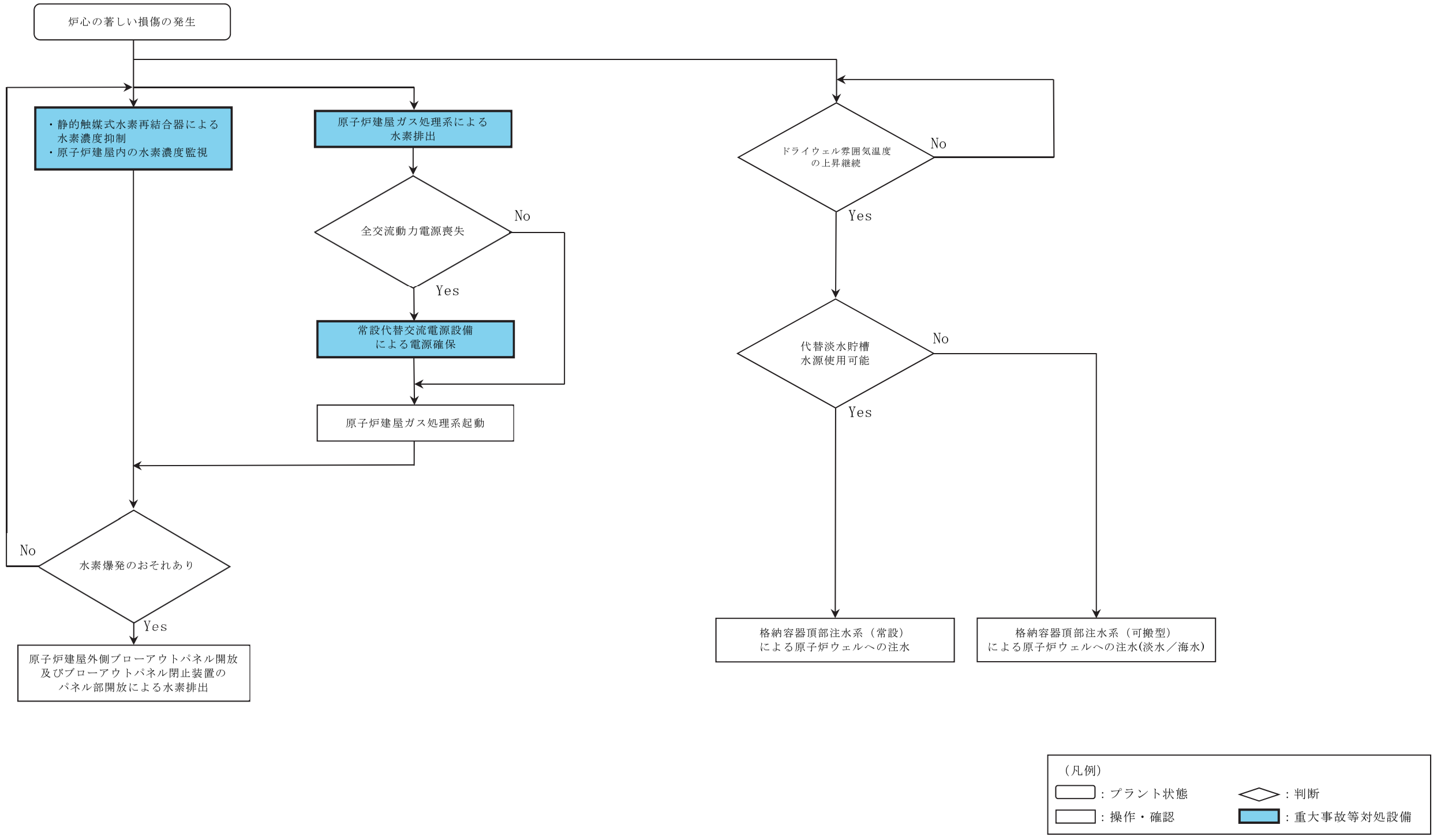
※1：手動開放油圧ポンプ操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放まで 20 分以内で可能である。工具等の使用により変更の可能性がある。

第 1.10－12 図　ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放　タイムチャート



※1：手動操作によりブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放まで 10 分以内で可能である。工具等の使用により変更の可能性がある。

第1.10－13図　ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放　タイムチャート



第 1.10－14 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

＜　目　次　＞

1.11.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

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

(a)　燃料プール代替注水

(b)　漏えい抑制

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a)　燃料プールスプレイ

(b)　漏えい緩和

(c)　大気への放射性物質の拡散抑制

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｃ．重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a)　使用済燃料プールの監視

(b)　代替電源による給電

(c)　重大事故等対処設備

ｄ．使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備

(a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｅ．手順等

1.11.2　重大事故等時の手順

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

(1)　燃料プール代替注水

ａ．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

ｂ．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）

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

ｄ．消火系による使用済燃料プールへの注水

1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1)　燃料プールスプレイ

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

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

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

(2)　漏えい緩和

ａ．使用済燃料プール漏えい緩和

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

(1)　使用済燃料プールの状態監視

ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

ｂ．代替電源による給電

1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順

(1)　使用済燃料プールの除熱

ａ．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(b)　緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

(c)　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

1.11.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

1.11.2.6　重大事故等時の対応手段の選択

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

1　発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

2　発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定））第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。

2　第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこ

れと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。

３　第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。

４　第１項及び第２項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

ａ）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。

ｂ）使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により

当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための対処設備を整備する。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備する。

ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.11.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

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

また，使用済燃料プールの注水機能を有する設備として，残留熱除去系（残留熱除去系ポンプによる補給機能）及び補給水系を設置している。

これらの冷却及び注水機能が故障等により喪失した場合，又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は，その機能を代替するために，各設計基準対象施設が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.11－1図）。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時，又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時において，発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備

を選定する。

使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし，使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し，使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。なお，使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより，未臨界は維持される。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，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，使用済燃料プールの冷却設備若しくは注

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

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

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.11－1表に整理する。

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

(a)　燃料プール代替注水

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

ⅰ）　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

・低圧代替注水系配管・弁

・代替燃料プール注水系配管・弁

・常設スプレイヘッダ

・使用済燃料プール

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ） 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・代替淡水貯槽

・ホース

・低圧代替注水系配管・弁

・代替燃料プール注水系配管・弁

・常設スプレイヘッダ

・使用済燃料プール

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

なお，注水ライン又は常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

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

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

・ホース

・可搬型スプレイノズル

・使用済燃料プール

・燃料給油設備

なお，可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水は，代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

ⅳ） 消火系による使用済燃料プールへの注水

消火系による使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・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

・消火系配管・弁・消防用ホース

・残留熱除去系配管・弁

・残留熱除去系Ｂ系配管・弁

・燃料プール冷却浄化系配管・弁

・使用済燃料プール

・非常用交流電源設備

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

(b)　漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により，燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に，燃料プール水戻り配管上部に設置する静的サイフォンブレーカにより，静的サイフォンブレーカ下端まで水位が低下した時点で，自動的にサイフォン現象の継続を防止することで，漏えいを停止する手段がある。

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

・静的サイフォンブレーカ

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プール代替注水で使用する設備のうち，常設低圧代替注水系ポンプ，代替淡水貯槽，低圧代替注水系配管・弁，代替燃料プール注水系配管・弁，常設スプレイヘッダ，使用済燃料プール，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，ホース，可搬型スプレイノズル及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

漏えい抑制で使用する設備のうち，静的サイフォンブレーカは重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査

基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。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，多目的タンク，消火系配管・弁・消防用ホース

耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段として有効である。

b．使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時，使用済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減する手段がある。

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

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

・低圧代替注水系配管・弁

・代替燃料プール注水系配管・弁

・常設スプレイヘッダ

・使用済燃料プール

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

ⅱ） 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・代替淡水貯槽

・ホース

・低圧代替注水系配管・弁

・代替燃料プール注水系配管・弁

・常設スプレイヘッダ

・使用済燃料プール

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

なお，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプ

レイは，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

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

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

・ホース

・可搬型スプレイノズル

・使用済燃料プール

・燃料給油設備

なお，可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイは，代替淡水貯槽の淡水だけでなく，海水も利用できる。

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に，シール材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料プール開口部付近までロープで吊り下ろし，漏えいするプール水の流れやプールによる水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する手段がある。

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

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

・シール材

・接着剤

・ステンレス鋼板

・吊り降ろしロープ

(c)　大気への放射性物質の拡散抑制

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

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・ホース

・放水砲

・燃料給油設備

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

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プールスプレイで使用する設備のうち，常設低圧代替注水系ポンプ，代替淡水貯槽，低圧代替注水系配管・弁，代替燃料プール注水系配管・弁，常設スプレイヘッダ，使用済燃料プール，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，ホース，可搬型スプレイノズル及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），ホース，放水砲及び燃料給油設備は重大

事故等対処設備として位置付ける。

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

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

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

・シール材，接着剤，ステンレス鋼板，吊り降ろしロープ

漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり，また，プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があるが，使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。

c．重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

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

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

・使用済燃料プール温度（ＳＡ）

・使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空

冷装置を含む）

(b)　代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において，使用済燃料プールの状態を監視するため，代替電源設備により使用済燃料プール監視計器へ給電する手段がある。

代替電源による給電で使用する設備は以下のとおり。

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・常設代替直流電源設備

・可搬型代替直流電源設備

・燃料給油設備

(c)　重大事故等対処設備

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち，使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による給電で使用する設備のうち，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

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

定することができる。

d．使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備

(a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，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代替燃料プール冷却系の電源を確保し，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で代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールを除熱する手段がある。

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

・代替燃料プール冷却系ポンプ

・使用済燃料プール

・スキマサージタンク

・代替燃料プール冷却系熱交換器

・代替燃料プール冷却系配管・弁

・燃料プール冷却浄化系配管・弁

・緊急用海水ポンプ

・緊急用海水系ストレーナ

・緊急用海水系配管・弁

・残留熱除去系海水系配管・弁

・非常用取水設備

・可搬型代替注水大型ポンプ

・ホース

・常設代替交流電源設備

・可搬型代替交流電源設備

・燃料給油設備

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備のうち，代替燃料プール冷却系ポンプ，使用済燃料プール，スキマサージタンク，代替燃料プール冷却系熱交換器，代替燃料プール冷却系配管・弁，燃料プール冷却浄化系配管・弁，緊急用海水ポンプ，緊急用海水系ストレーナ，緊急用海水系配管・弁，残留熱除去系海水系配管・弁，非常用取水設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても，使用済燃料プールを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，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ，ホース

敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり，使用できない場合において，使用済燃料プールが沸騰し原子炉建屋原子炉棟内の環境が悪化する前に，可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を開始できない場合があるが，可搬

型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替燃料プール冷却系に使用可能であれば，使用済燃料プールを除熱する手段として有効である。

ｅ．手順等

上記「ａ．使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」，「ｂ．使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」，「ｃ．重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「ｄ．使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備」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※2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）」，「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.11－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.11－2表，第1.11－3表）。

※2　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。

1.11.2　重大事故等時の手順

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

(1)　燃料プール代替注水

ａ．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置，可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから，作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。なお，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

(b)　操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－3図に，タイムチャートを第1.11－4図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール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，常設低圧代替注水系系統分離弁の全開操作を実施した後，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃

料プール温度の低下により確認する。また，発電長に報告するとともに使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。なお，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による注水ラインを使用した使用済燃料プールへの注水が実施できない場合は，使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし，使用済燃料プールへの注水を実施する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始まで15分以内で可能である。

b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水及び消火系による使用済燃料プールへの注水ができない場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－5図に，タイムチャートを第1.11－6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）の接続を依頼する。

②災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1) a．使用済燃料プー

ル監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール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て確認する。

⑥発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水の系統構成を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。

また，中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は，運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，現場手動操作により使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。なお，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による注水ラインを使用した使用済燃料プールへの注水が実施できない場合は，使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし，使用済燃料プールへの注水を実施する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ラ

イン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水の原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。

⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の弁の全開操作を実施し，送水開始について災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑫発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことの確認を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水

位・温度により確認し，発電長に報告するとともに使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。

⑭発電長は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いる

ことで，暗闇における作業性についても確保している。

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

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を優先して使用するが，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）の機能が喪失した場合は，代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－7図に，タイムチャートを第1.11－8図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備開

始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備として，可搬型代替注水大型ポンプの配置，及び原子炉建屋原子炉棟6階に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑥発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備が完了したことを報告する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備として，可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までホースの敷設を行い，原子炉建屋原子炉棟6階にて

可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

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

⑨災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホース内の水張りを実施した後，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことの確認を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの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。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，435分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

ｄ．消火系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源としてディーゼル駆動消火ポンプにより消防用ホース又は残留熱除去系Ｂ系ラインを経由して使用済燃料プールへ注水する。

(a)　手順着手の判断基準

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合※1。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

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

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスができない場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発

生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

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

(b)　操作手順

消火系による使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－9図に，タイムチャートを第1.11－10図に示す。

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④運転員等は原子炉建屋原子炉棟5階又は原子炉建屋原子炉棟6階の消火栓から使用済燃料プールまで消防用ホースの敷設を行い，手すり等に固縛し，固定する。

⑤発電長は，運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）

による使用済燃料プールへの注水準備のため，ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，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約0.79MPa［gage］以上であることを確認する。

⑦発電長は，運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟5階又は原子炉建屋原子炉棟6階にて，消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水を開始する。

⑨運転員等は中央制御室にて，消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告する。

⑩運転員等は原子炉建屋原子炉棟5階又は原子炉建屋原子炉棟6階にて，消火栓により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認す

る。

③運転員等は中央制御室にて，消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。

⑤発電長は，運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水準備のため，ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，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約0.79MPa［gage］以上であることを確認する。

⑦発電長は，運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁の全開操作を実施する。

⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟3階にて，残留熱除去系Ｂ系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁の全開操作を実施する。

⑩運転員等は原子炉建屋原子炉棟4階にて，残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁の全開操作を実施し，消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水を開始する。

⑪運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ，残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告する。

⑫運転員等は原子炉建屋原子炉棟4階にて，残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁により使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プール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。

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）4名及び重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合，60分以内で可能である。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合，105分以内で可能である。

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

1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1)　燃料プールスプレイ

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

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

なお，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから，作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。また，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

(a)　手順着手の判断基準

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

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合。

(b)　操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－11図に，タイムチャートを第1.11－12図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示

する。

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

④運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水又は可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施している場合は，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁及び使用済燃料プール注水ライン元弁の全閉操作を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa［gage］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，常設低圧代替注水系系統分離弁及び使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施する。

⑦発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プー

ルへのスプレイの開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし，使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認した後，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始まで15分以内で可能である。

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

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－13図に，タイムチャートを第1.11－14図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの接続を依頼する。

②災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視

カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑥発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ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による代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水又は可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施している場合は，使用済燃料プール注水ライン元弁の全閉操作を実施する。

⑧運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。

⑨発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの原子

炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。

⑩重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑪災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑫重大事故等対応要員は，代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の弁の全開操作を実施し，送水開始について災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑬発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告する。

⑮発電長は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポ

ンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

(c)　操作の成立性

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

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】（水源：西側淡水貯水設備）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明

及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

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

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設スプレイヘッダを優先して使用するが，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

(a)　手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－7図に，タイムチャートを第1.11－8図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備として，可搬型代替注水大型ポンプの配置，及び原子炉建屋原子炉棟6階に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。

③発電長は，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑥発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備として，可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までホースの敷設を行い，原子炉建屋原子炉棟6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

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

⑨災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホース内の水張りを実施した後，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプより送

水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

(c)　操作の成立性

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

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，435分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明

及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(2)　漏えい緩和

a．使用済燃料プール漏えい緩和

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

(a)　手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合。

(b)　操作手順

使用済燃料プールからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，タイムチャートを第1.11－15図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を

依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。

③発電長は，運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑥重大事故等対応要員は原子炉建屋原子炉棟6階にて，ステンレス鋼板にシール材を接着させ，吊り降ろしロープを取り付けた後，貫通穴付近まで吊り下げ，手すり等に固縛・固定し，漏えい緩和措置が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位にて確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要

員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プールからの漏えい緩和措置完了まで150分以内で可能である。

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

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

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

なお，使用済燃料プール監視カメラについては，耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。

使用済燃料プールの監視は，想定される重大事故等時においては，これらの計器を用いることで変動する可能性のある範囲にわたり監視する。また，各計器の計測範囲を把握した上で使用済燃料プールの水位，水温，上部空間線量率及び状態監視を行う。

また，使用済燃料プールの温度，水位及び上部の空間線量率の監視設備並びに監視カメラは，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電され，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車から給電することにより，使用済燃料プールの監視を実施する。

(1)　使用済燃料プールの状態監視

通常時の使用済燃料プールの状態監視は，使用済燃料プール水位，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタにより実施する。

重大事故等時においては，重大事故等対処設備である使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）により，使用済燃料プールの水位，水温，上部空間線量率及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備である監視計器は，常設設備であり可搬型設備を必要としない。また，通常時から常時監視が可能な設備であり，継続的に監視を実施する。

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

ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込

めない場合。

(b)　操作手順

使用済燃料プールの状態監視に必要な使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－16図に，タイムチャートを第1.11－17図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できること及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動に必要なコンプレッサ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

③運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁の全開操作後，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。

④運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動まで7分以内で可能である。

b．代替電源による給電

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

代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順

(1)　使用済燃料プールの除熱

a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プールの除熱ができず，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し，緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保することで，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。なお，使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近でない場合は，「1.11.2.1(1)　燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1)　燃料プールスプレイ」と同様の手順により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とする。また，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車に関する手順等は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

ⅰ）　手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，代替燃料プール冷却系が

使用可能な場合※1。

※1：設備に異常がなく，電源，水源（スキマサージタンク）及び緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水が確保されている状態。

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－18図に，タイムチャートを第1.11－19図に示す。

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

②運転員等は中央制御室にて，「1.11.2.3(1)ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール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て確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認する。

④発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール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，燃料プール冷却浄化系入口隔離弁の全閉操作を実施する。

⑥運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系ポンプ入

口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁の全開操作を実施する。

⑦発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系ポンプ※2を起動し，使用済燃料プールの除熱が開始されたことを使用済燃料プール温度の低下により確認した後，発電長に報告する。

※2：代替燃料プール冷却系は，燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が復旧した場合に，代替燃料プール冷却系を停止し，燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）により使用済燃料プールの冷却を実施する。なお，使用済燃料プール内の燃料体等から発生する崩壊熱により，燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を選択し，使用済燃料プールの冷却を実施する。ただし，燃料プール冷却浄化系は非常用電源設備が復旧した場合に，使用済燃料プールの冷却に用いる。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱開始まで15分以内で可能である。

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合。

ⅱ） 操作手順

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり（緊急用海水系Ａ系による冷却水（海水）の送水手順を示す。緊急用海水系Ｂ系による冷却水（海水）の送水手順も同様。）。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－20図に，タイムチャートを第1.11－21図に示す。

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

②運転員等は中央制御室にて，緊急用海水系による冷却水の確保に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

③発電長は，運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（Ａ）の全開操作を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて，緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。

⑥発電長は，運転員等に緊急用海水ポンプ（Ａ）の起動を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，緊急用海水ポンプ（Ａ）を起動し，発電長に報告する。

⑧発電長は，運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁を調整開とし，緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇を確認した後，発電長に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで20分以内で可能である。

(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

ⅰ） 手順着手の判断基準

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

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり（代替燃料プール冷却系東側接続口，代替燃料プール冷却系西側接続口，代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した手順は，手順⑨以外は同様。）。手順の対応フローを第1.11－2図に，概要図を第1.11－22図に，タイムチャートを第1.11－23図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備開始を依頼する。

②災害対策本部長代理は，プラントの被災状況に応じて代替燃

料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため，水源からの接続口を決定し，発電長に使用する代替燃料プール冷却系の接続口を報告する。なお，代替燃料プール冷却系の接続口は，各作業時間（出動準備，移動，代替淡水貯槽蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，西側接続口蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる代替燃料プール冷却系東側接続口を優先する。

③災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため，使用する水源から代替燃料プール冷却系の接続口を指示する。

④重大事故等対応要員は，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを設置する。

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

⑥発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備開始を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑧発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する

可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成を指示する。

⑨[a]代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合

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

⑨[b]代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合

運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁の全開操作を実施する。

⑩運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）の全開操作を実施する。

⑪重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

⑫災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑬重大事故等対応要員は，代替燃料プール冷却系西側接続口，代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁が全閉していることを確認した後，代替燃

料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホース内の水張り及び空気抜きを実施する。

⑭重大事故等対応要員は，ホース内の水張り及び空気抜きが完了した後，代替燃料プール冷却系西側接続口，代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁の全開操作を実施し，代替燃料プール冷却系として使用する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代理に報告する。また，災害対策本部長代理は，発電長に報告する。

⑮発電長は，運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを確認するように指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇により確認し，発電長に報告する。

⑰発電長は，災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを報告する。

⑱災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御するように指示する。

⑲重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計にて圧力指示値を確認し，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し，災害

対策本部長代理に報告する。

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燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

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

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

1.11.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物

質の拡散抑制手順については，「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び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。

非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による常設低圧代替注水系ポンプ，代替燃料プール冷却系ポンプ，緊急用海水ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「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。

1.11.2.6　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.11－24図に示す。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は，使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報の発生により事象を把握するとともに，使用済燃料プー

ル水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにて状態の監視を行う。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。常設低圧代替注水系ポンプが使用できない場合は，消火系による使用済燃料プールへの注水，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手段については，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水手段と同時並行で準備する。

また，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水，消火系による使用済燃料プールへの注水，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の手段のうち使用済燃料プールへの注水可能な系統1系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，その手段による使

用済燃料プールへの注水を開始する。

なお，消火系による使用済燃料プールへの注水は，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合に実施する。

燃料プール代替注水設備による使用済燃料プールへの注水ができない場合又は燃料プール代替注水設備による使用済燃料プールへの注水を実施しても使用済燃料プールの水位の低下が継続する場合は，漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから，漏えい緩和を実施する。ただし，漏えい緩和には不確定要素が多いことから，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイにて使用済燃料プールへスプレイができない場合は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。使用済燃料プールへのスプレイが実施できない場合は，大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。

使用済燃料プール冷却機能の喪失により使用済燃料プールの除熱ができず，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し，緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の確保及び燃料プール代替注水により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とすることで，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

を実施する。

第1.11－1表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 西側淡水貯水設備※1 代替淡水貯槽※1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：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。
※2：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。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		消火系による使用済燃料プールへの注水（消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁・消防用ホース 使用済燃料プール	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：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。
※2：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。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	消火系による使用済燃料プールへの注水 （残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 非常用交流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書
		漏えい抑制	静的サイフォンブレーカ	重大事故等対策設備	－※3

※1：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。
※2：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。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水中型ポンプ※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 西側淡水貯水設備※1 代替淡水貯槽※1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：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。
※2：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。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※4 ホース 放水砲※4 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領

※1：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。
※2：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。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
	－	代替電源による給電	常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：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。
※2：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。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	代替燃料プール冷却系ポンプ 使用済燃料プール スキマサージタンク 代替燃料プール冷却系熱交換器 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 緊急用海水ポンプ 緊急用海水系ストレーナ 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース	自主対策設備	

※1：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。
※2：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。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第1.11－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「Ｍ／Ｃ」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「Ｐ／Ｃ」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）
		水源の確保	代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（2／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（3／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		水源の確保	代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（4／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プール代替注水 d．消火系による使用済燃料プールへの注水			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 残留熱除去系系統流量
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

監視計器一覧（5／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プールスプレイ a．常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 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

監視計器一覧（6／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プールスプレイ b．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流125V主母線盤２Ｂ電圧
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（7／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)　燃料プールスプレイ ｃ．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		水源の確保	代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（8／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2)　漏えい緩和 ａ．使用済燃料プール漏えい緩和			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

監視計器一覧（9／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.3　重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1)　使用済燃料プールの状態監視 ａ．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ

監視計器一覧（10／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1)　使用済燃料プールの除熱 a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a)　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ スキマサージタンク水位
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		補機監視機能	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）

監視計器一覧（11／12）

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1)　使用済燃料プールの除熱 a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b)　緊急用海水系による冷却水（海水）の確保			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）

監視計器一覧（12／12）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.11.2.4　使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1)　使用済燃料プールの除熱 a．代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (c)　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール監視カメラ
		補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）

第1.11－3表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 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 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「ＭＣＣ」という。）
	代替燃料プール注水系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	代替燃料プール冷却系　弁	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	緊急用海水ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用Ｍ／Ｃ
	緊急用海水系　弁	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	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
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	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２Ｂ
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	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
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用ＭＣＣ 緊急用直流125V主母線盤
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流125V主母線盤

（凡例）

：AND 条件

：OR 条件

：フロントライン系

：サポート系

：フロントライン系の代替設備・手段による対応

：サポート系の代替設備・手段による対応

フロントライン系故障時の対応手段

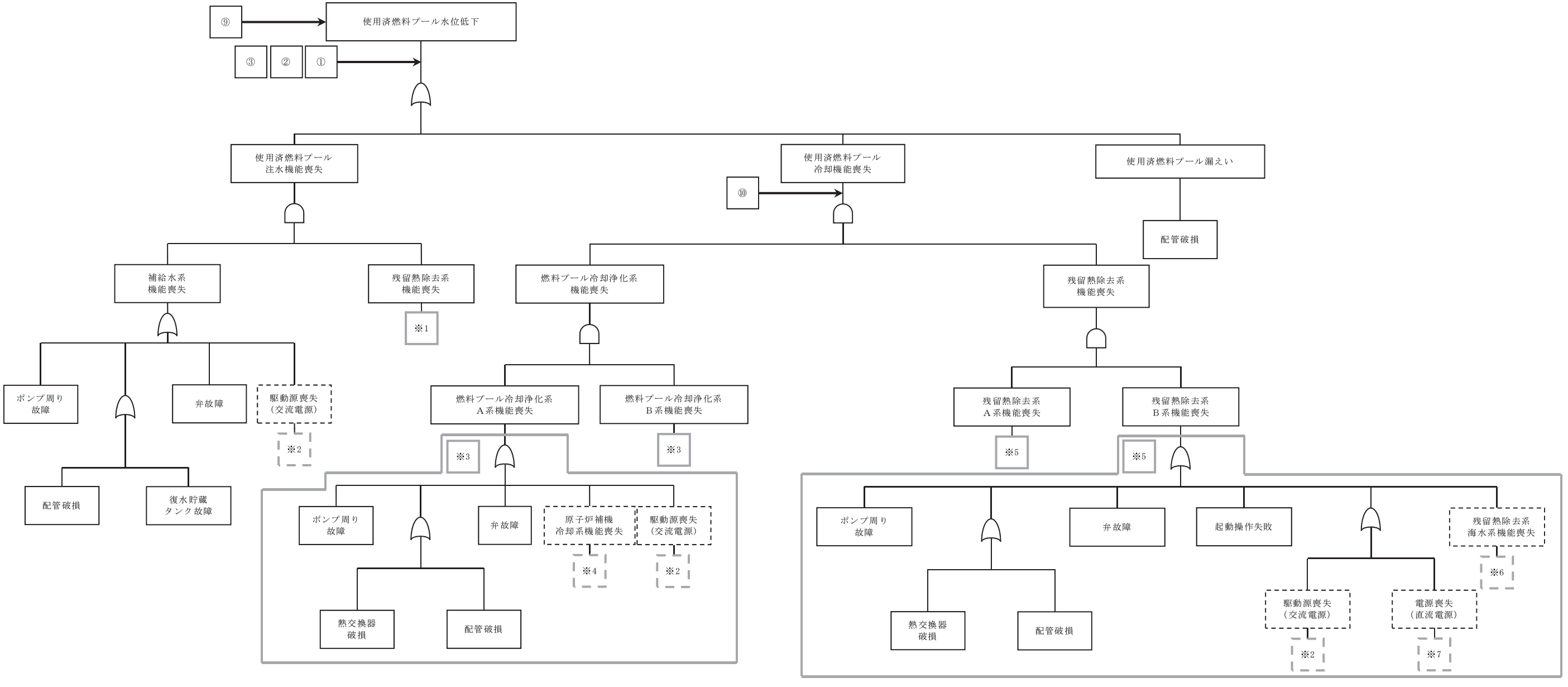
①：常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水

②：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

③：消火系による使用済燃料プールへの注水

⑨：使用済燃料プールの監視

⑩：代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱



第1.11－1図　機能喪失原因対策分析（1／3）

（凡例）

：AND 条件

：OR 条件

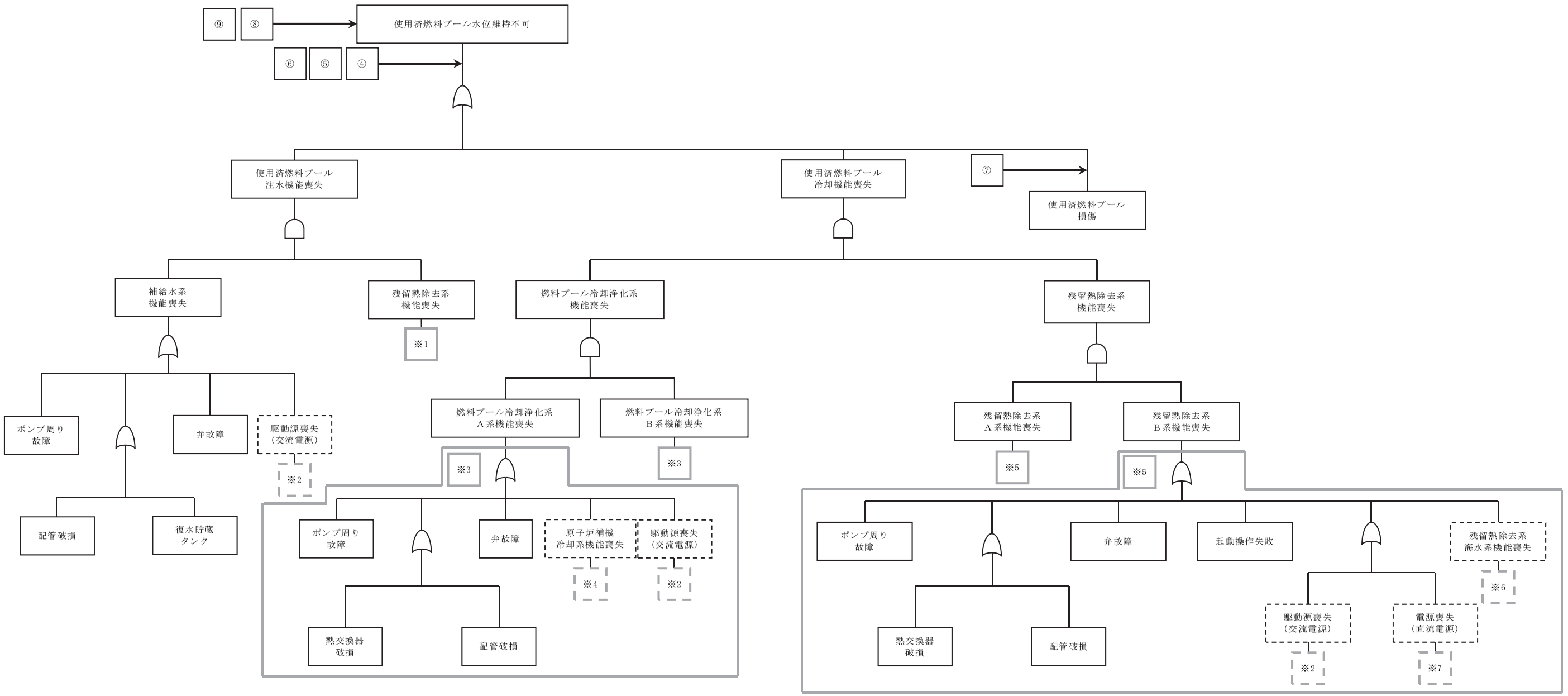
：フロントライン系

：サポート系

：フロントライン系の代替設備・手段による対応

：サポート系の代替設備・手段による対応

フロントライン系故障時の対応手段
④：常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ
⑤：可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ
⑥：可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ
⑦：漏えい緩和
⑧：大気への放射性物質の拡散抑制
⑨：使用済燃料プールの監視



第1.11－1図　機能喪失原因対策分析（2／3）

（凡例）

：AND 条件

：OR 条件

：フロントライン系

：サポート系

：フロントライン系の代替設備・手段による対応

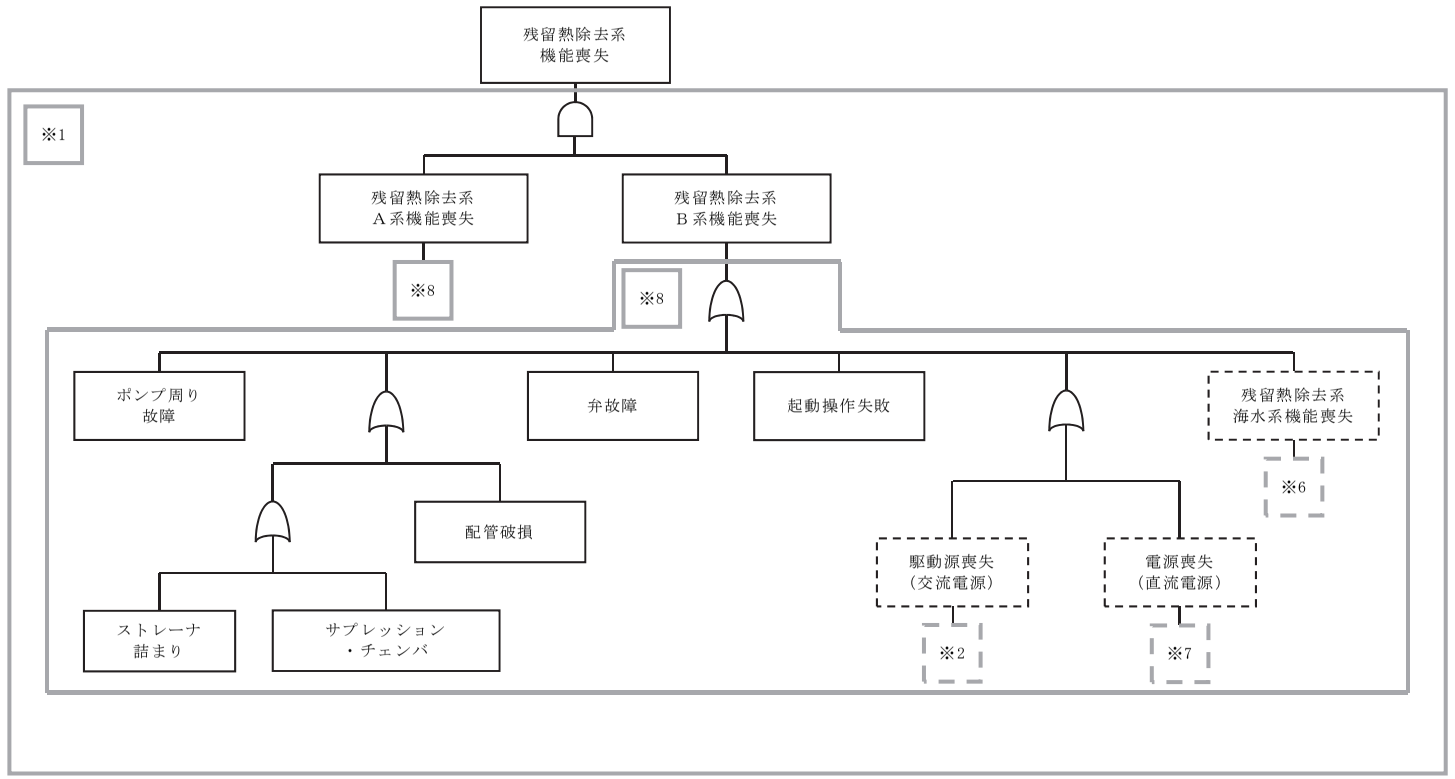
：サポート系の代替設備・手段による対応

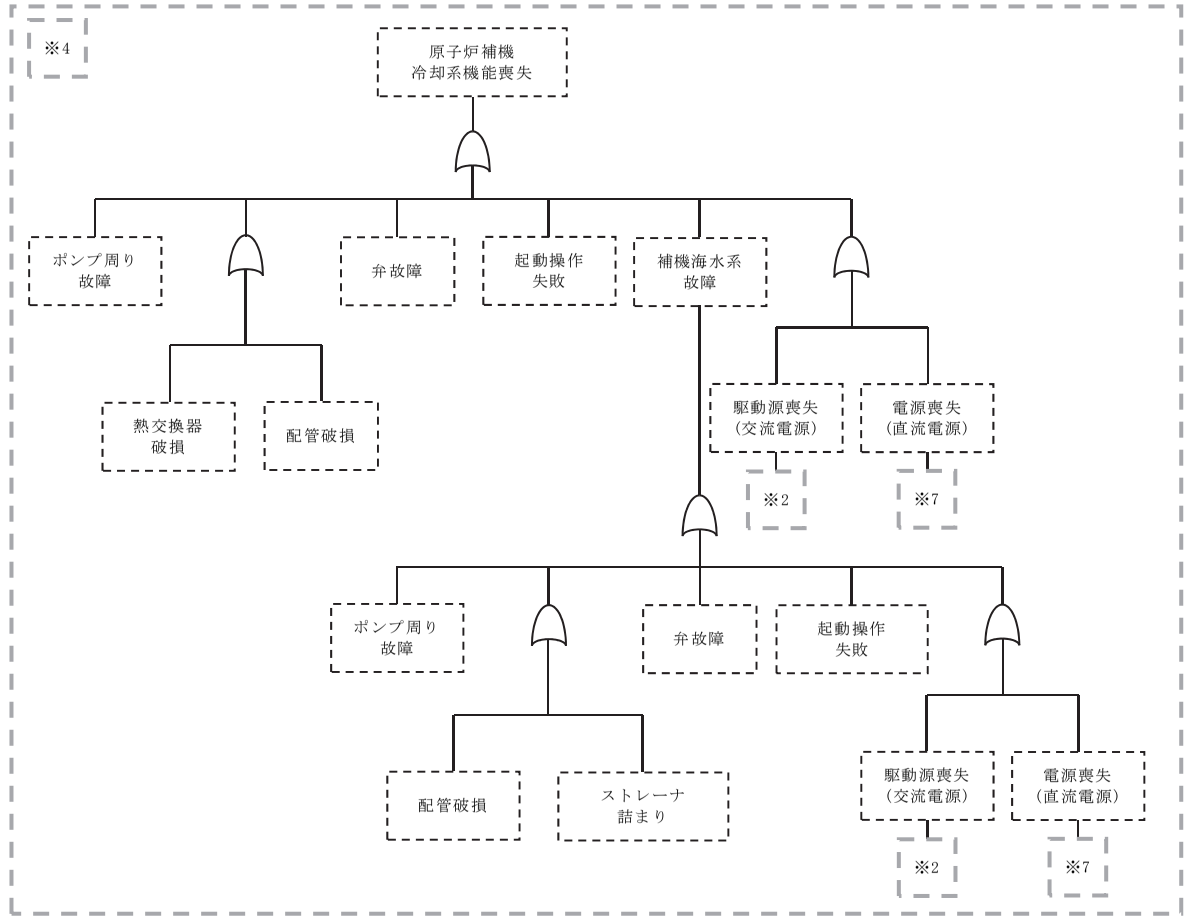
（略語）

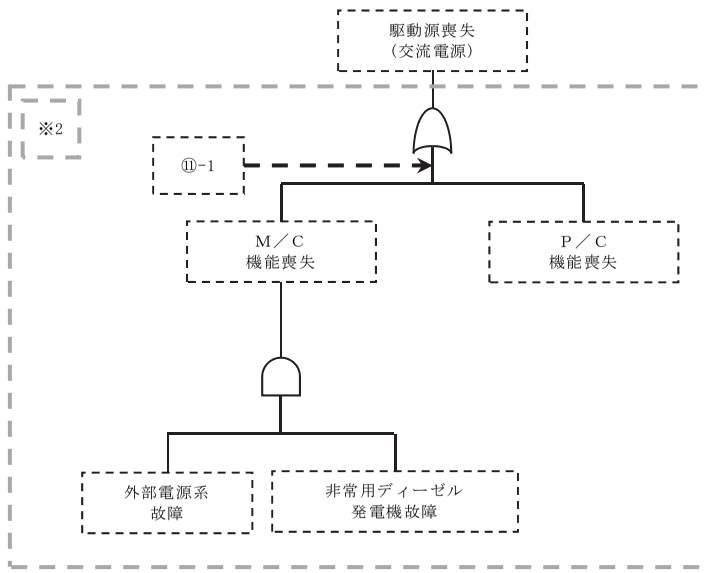
M／C：メタルクラッド開閉装置

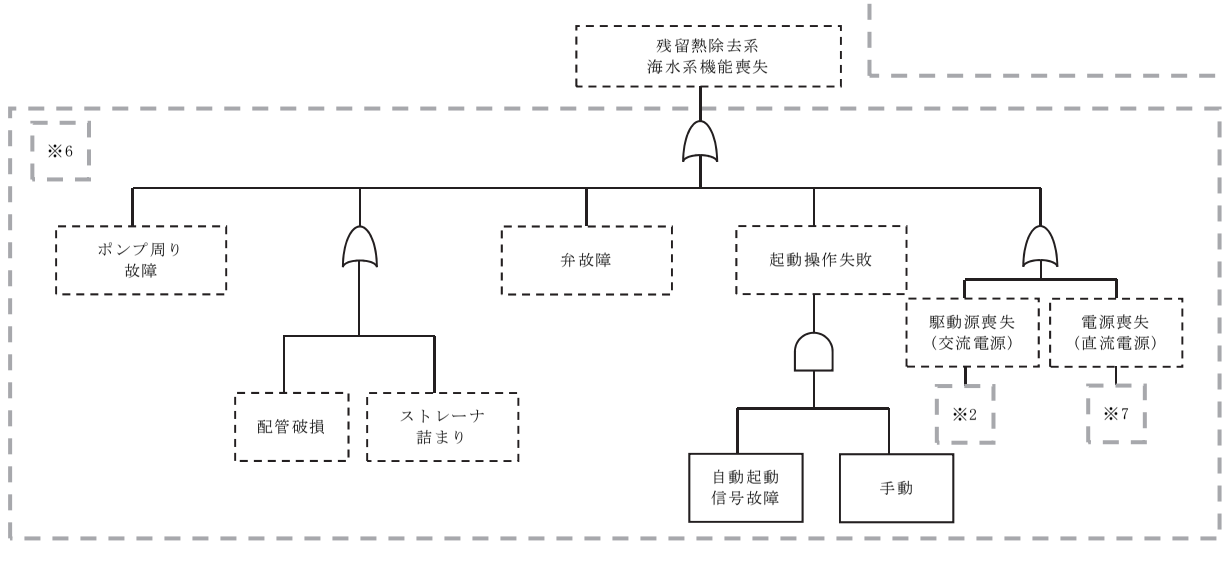
P／C：パワーセンタ

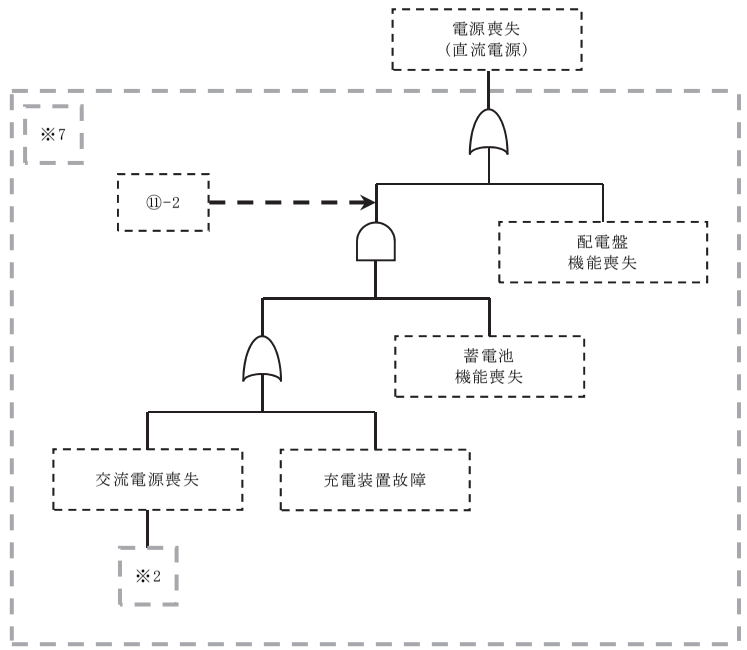
サポート系故障時の対応手段
⑪-1：代替電源による給電【交流】
⑪-2：代替電源による給電【直流】







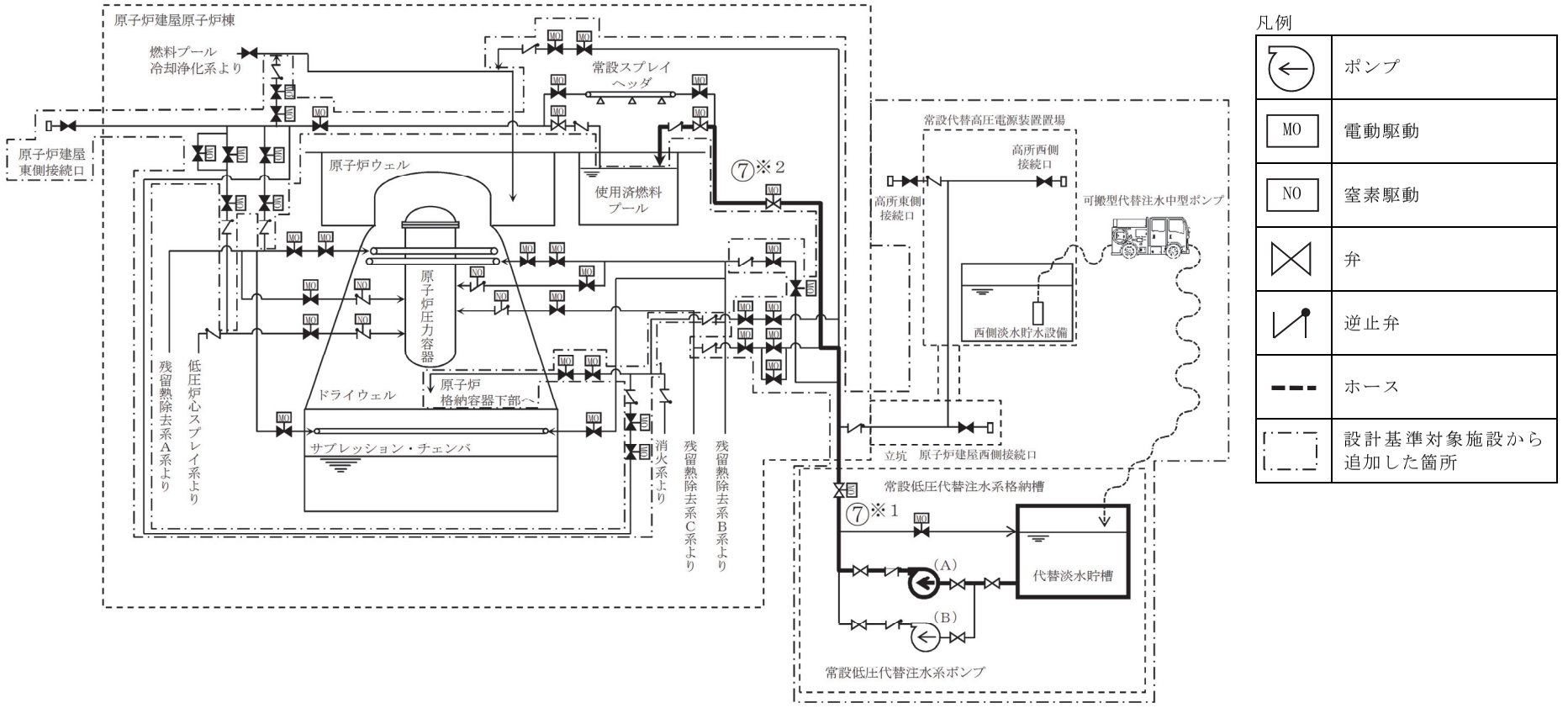




第1.11－1図　機能喪失原因対策分析（3／3）

第1.11－2図　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」における対応フロー

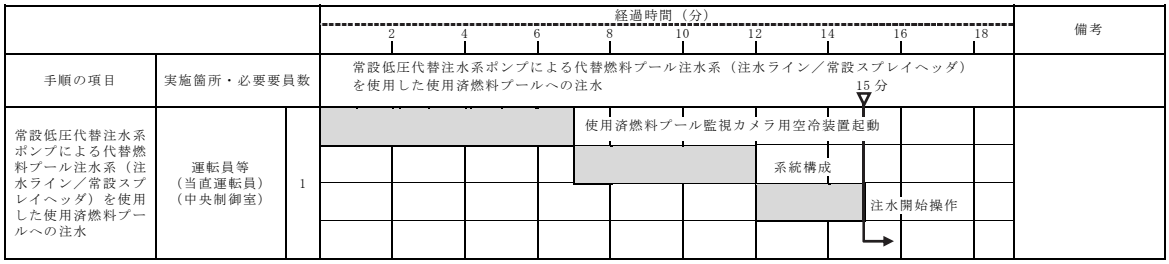
□は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



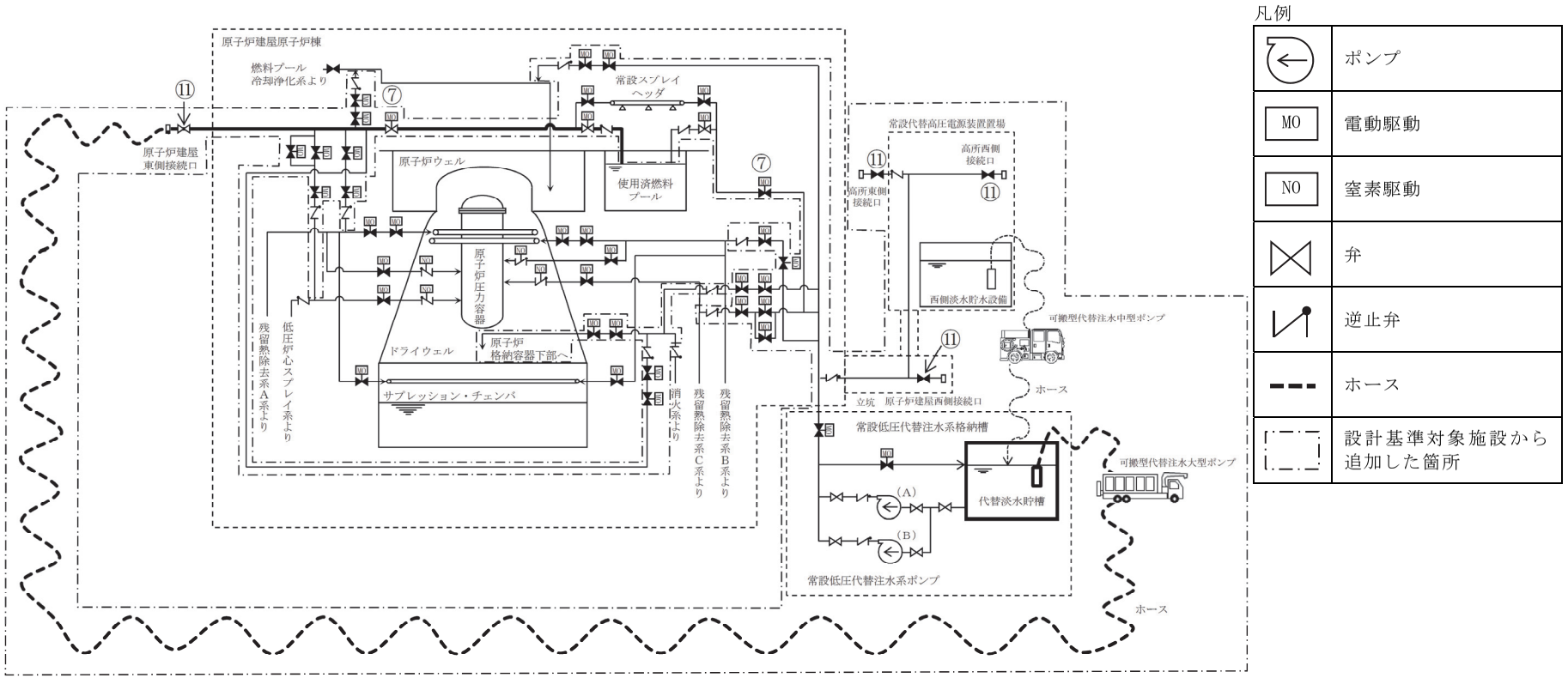
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦※1	常設低圧代替注水系系統分離弁	⑦※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁

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1.11－3図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水　概要図



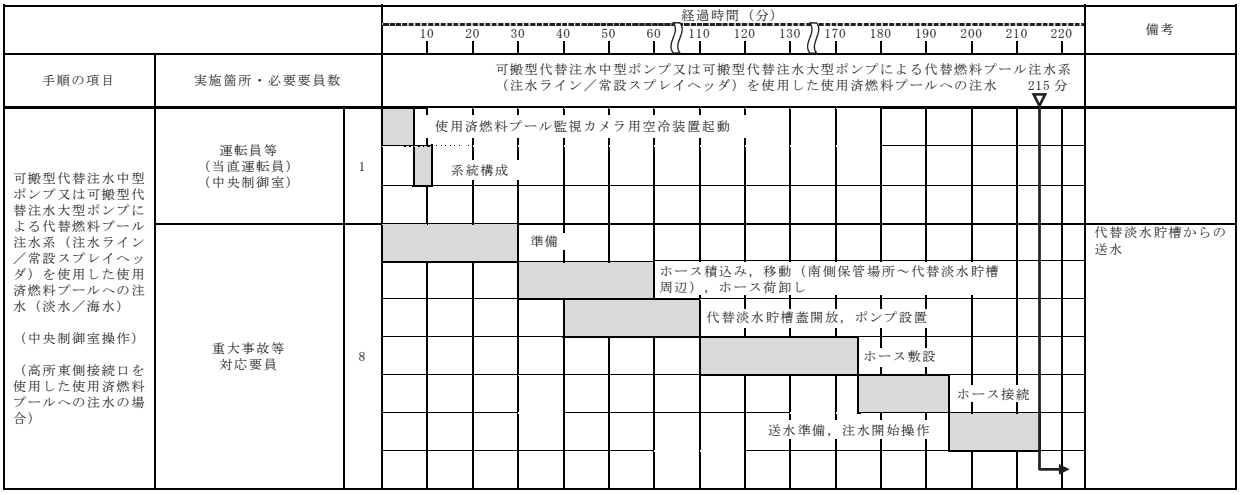
第1.11－4図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水　タイムチャート

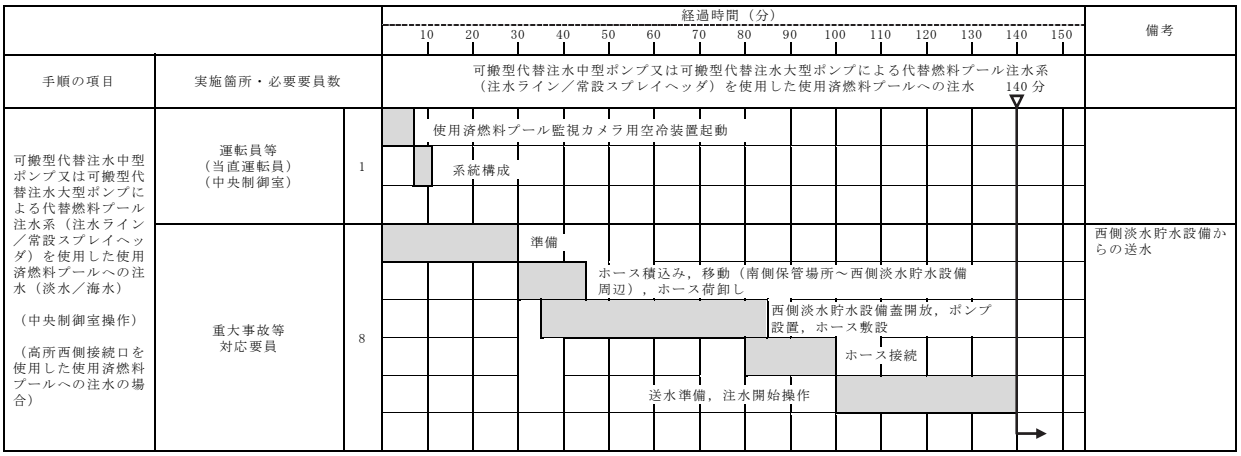


操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑪	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁，高所東側接続口の弁，高所西側接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

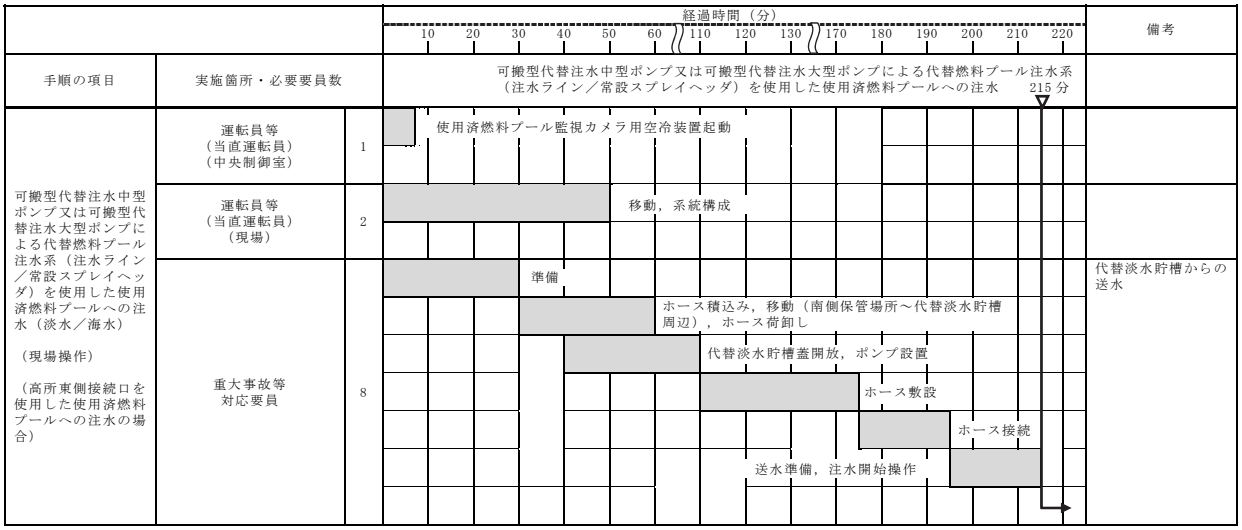
第1.11－5図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　概要図

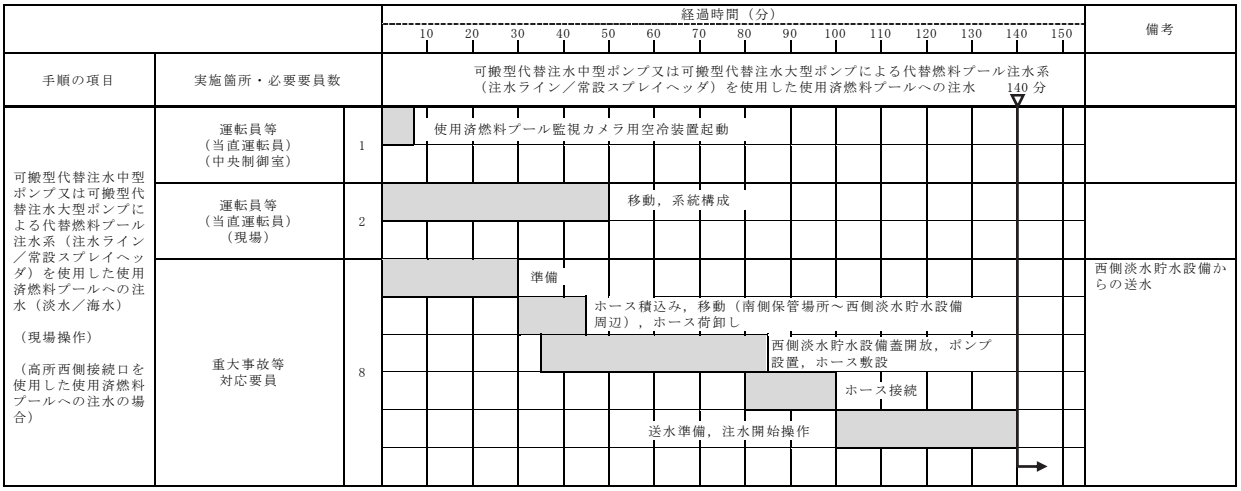




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

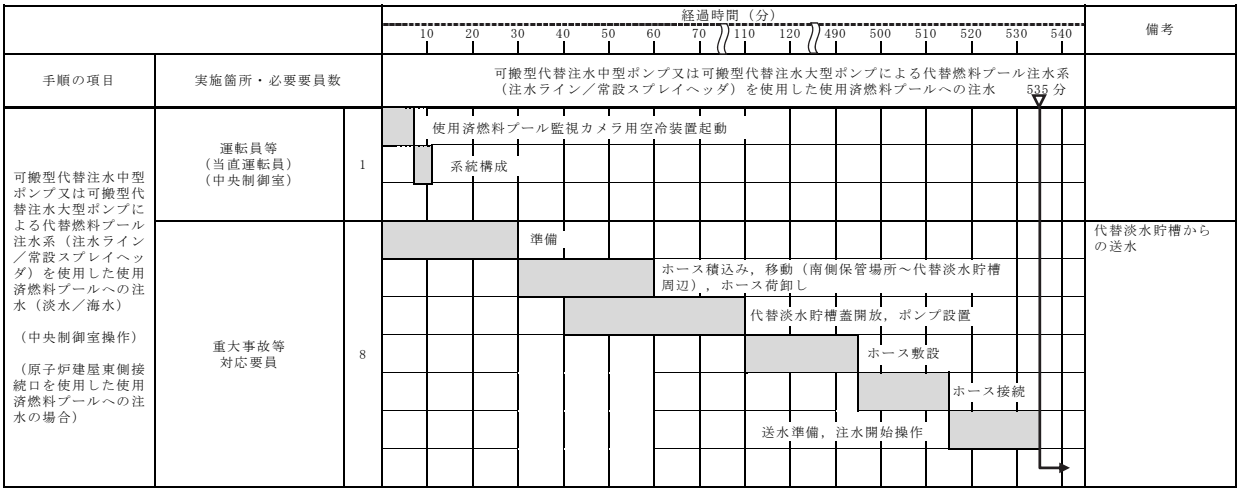
第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／4）

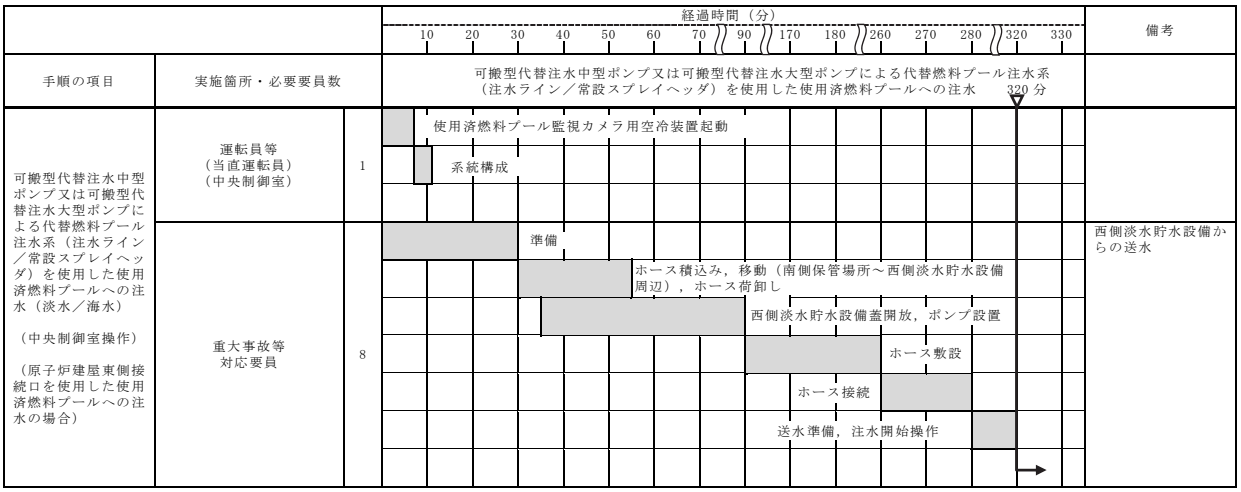




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

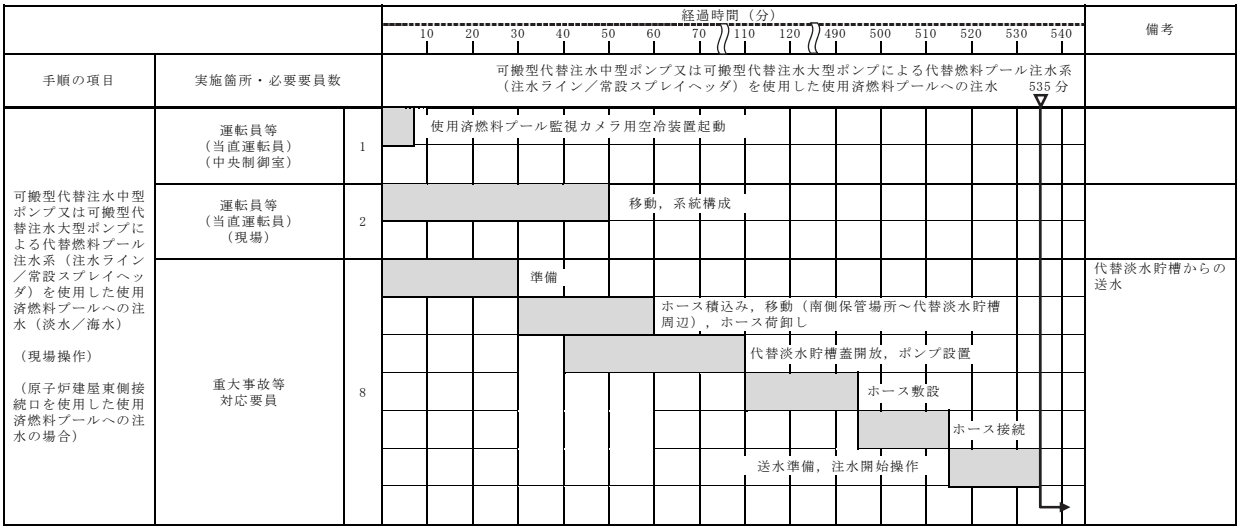
第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（2／4）

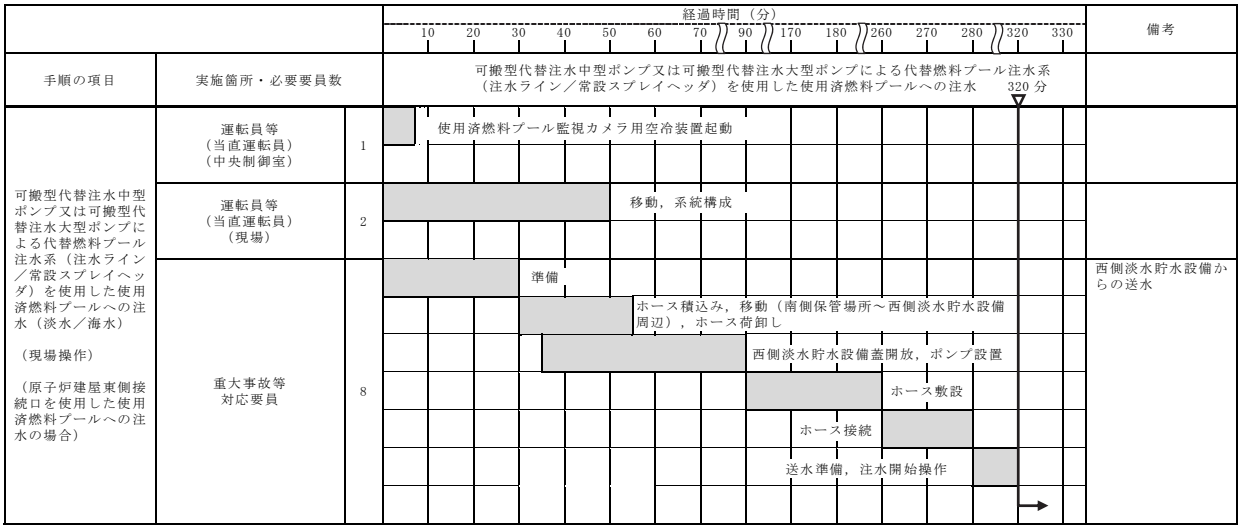




【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

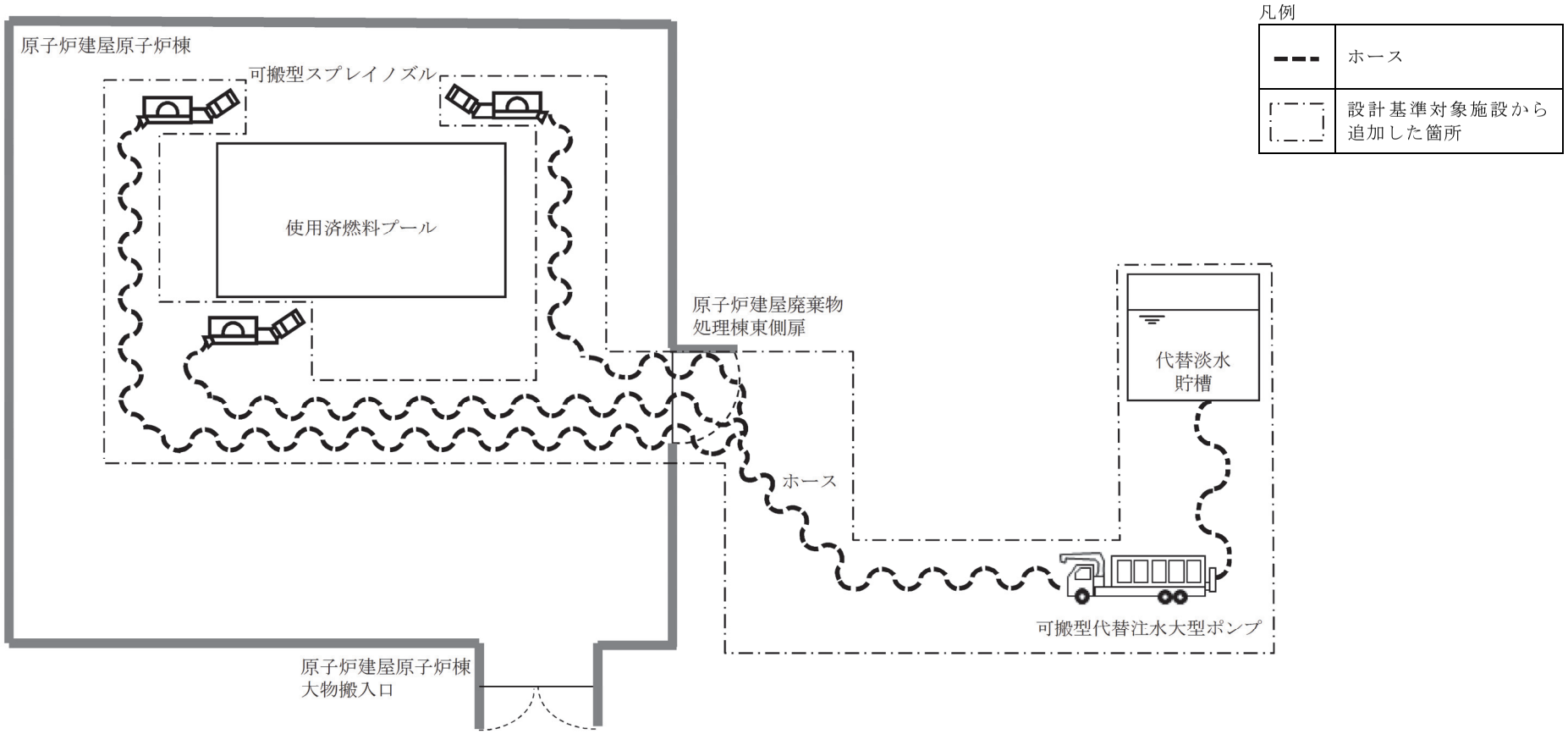
第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（3／4）



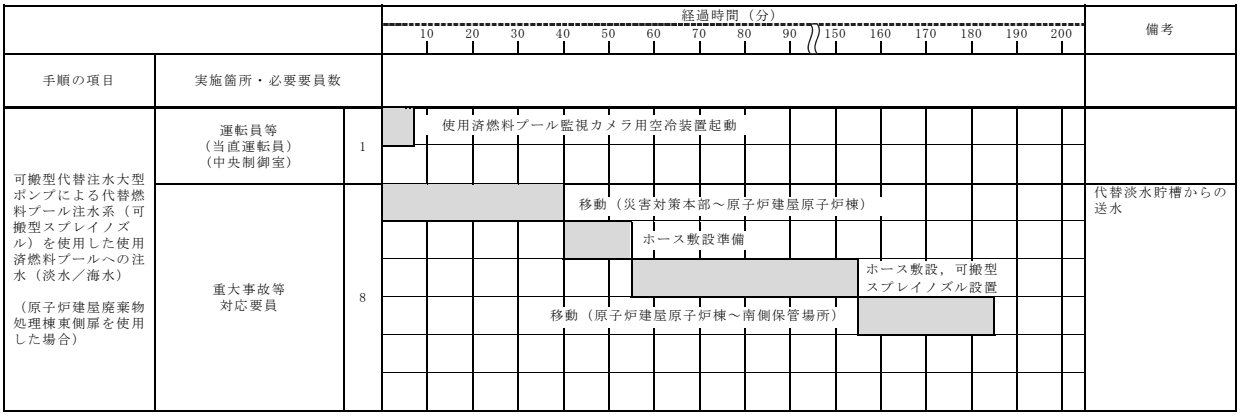


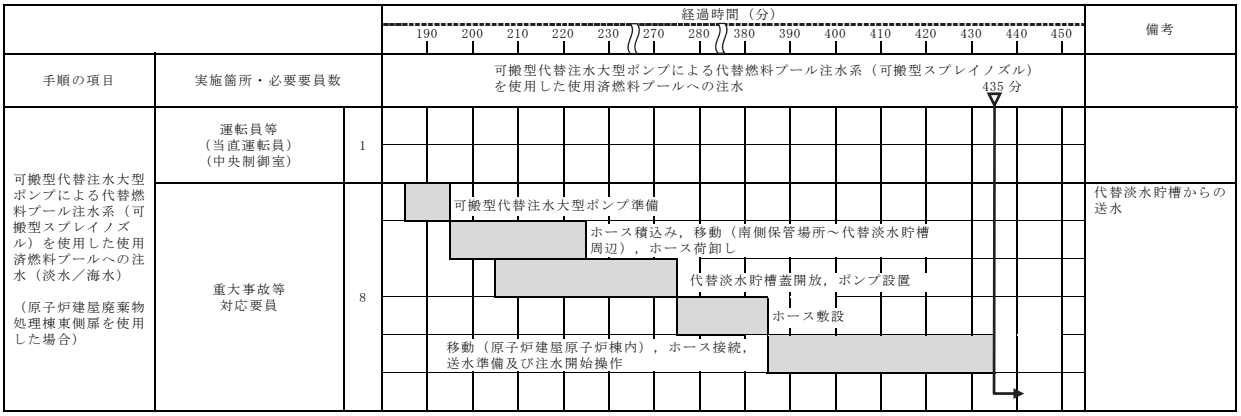
【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（4／4）



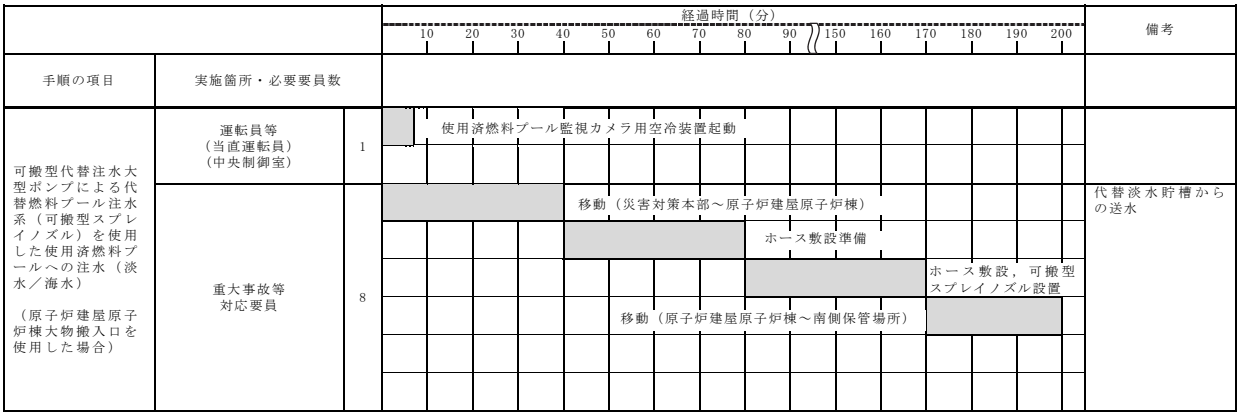
第1.11－7図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　概要図

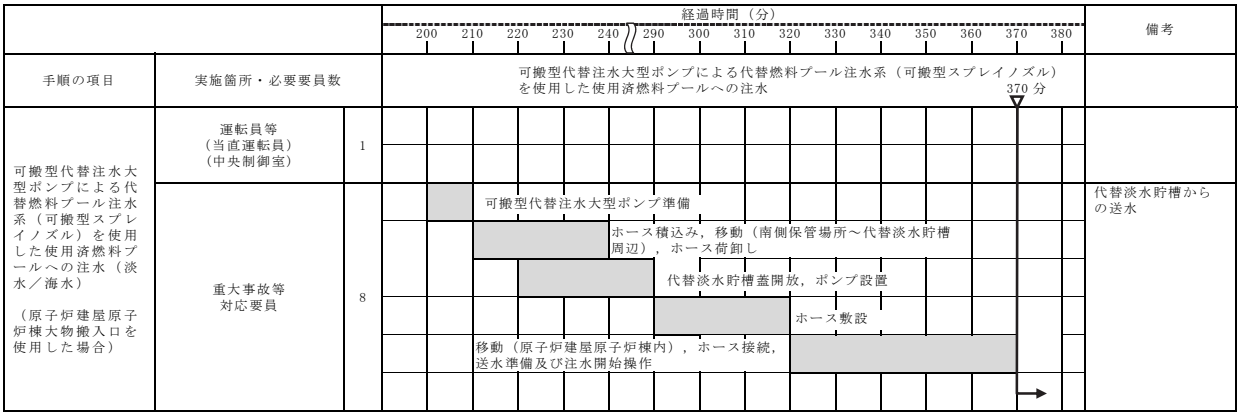




【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

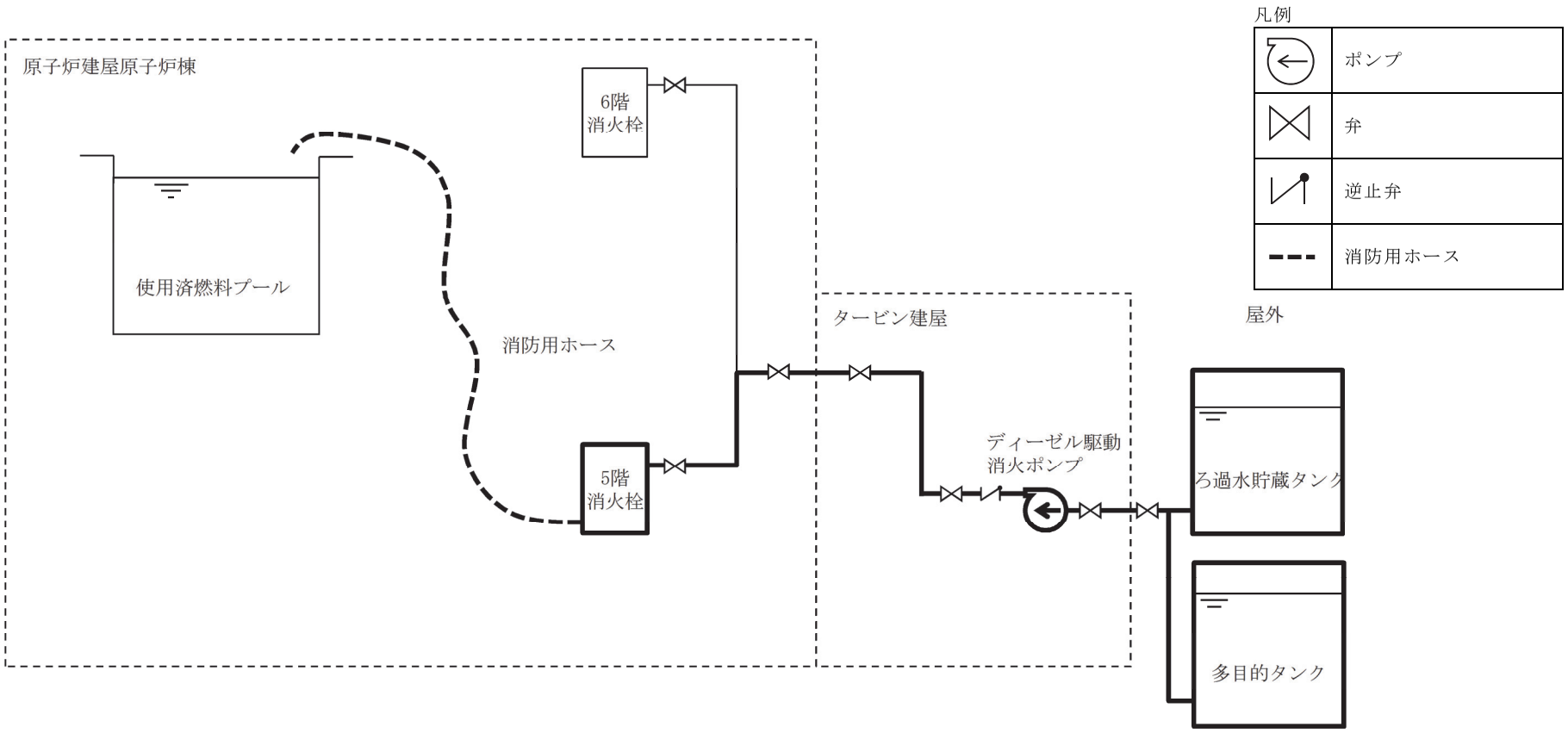
第1.11－8図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）





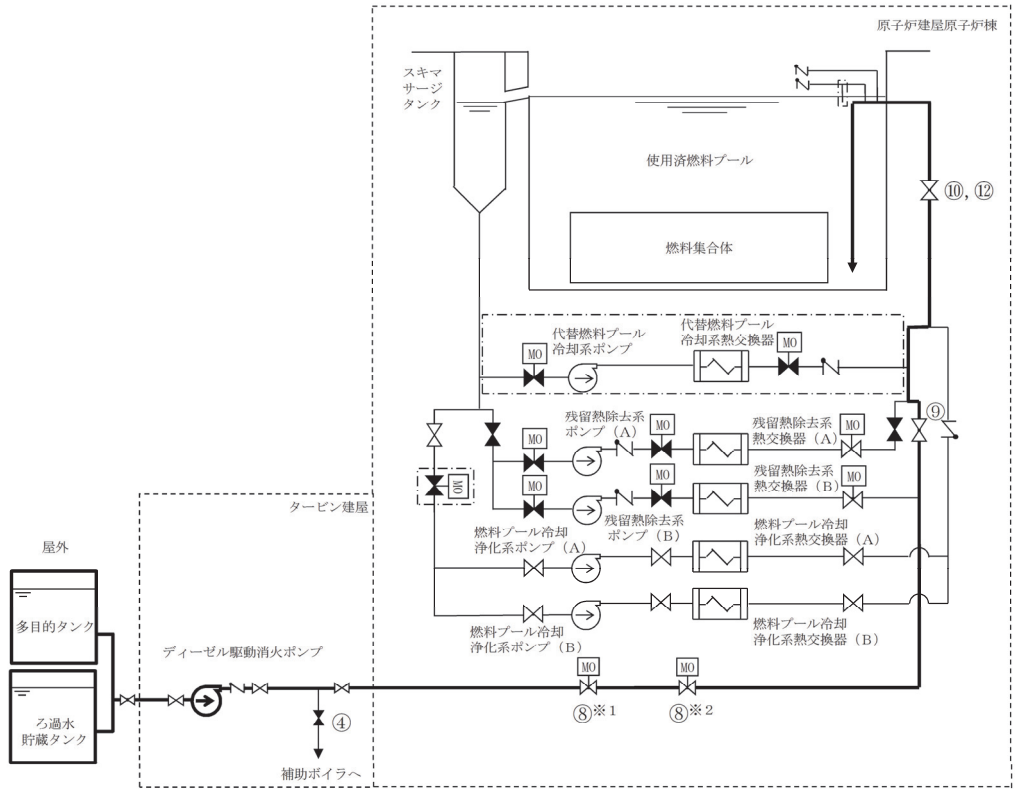
【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

第1.11－8図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（2／2）



【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

第 1.11－9 図　消火系による使用済燃料プールへの注水　概要図（1／2）



凡例

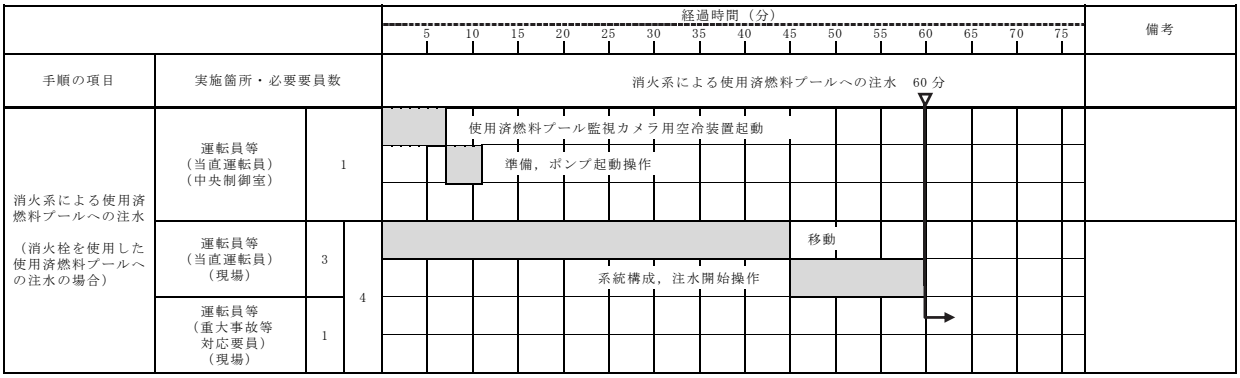
	ポンプ
MO	電動駆動
	弁
	逆止弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

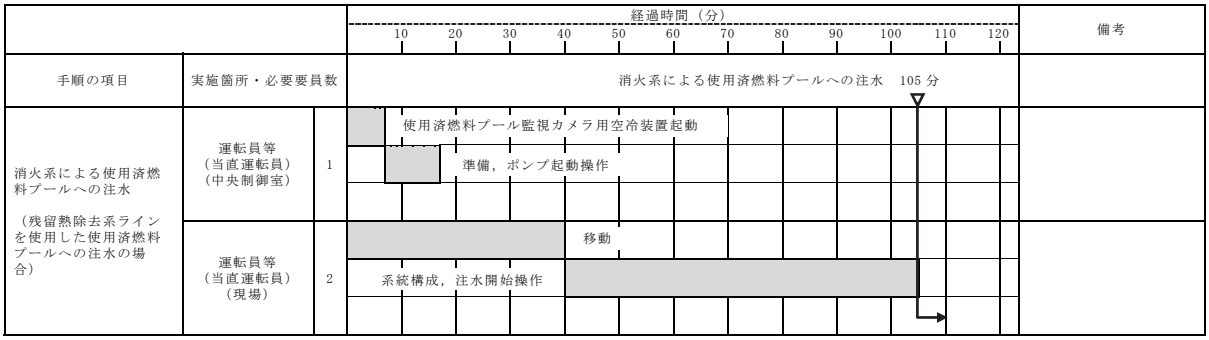
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁	⑨	残留熱除去系Ｂ系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁
⑧※1，⑧※2	残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁	⑩，⑫	残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁

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1.11－9図　消火系による使用済燃料プールへの注水　概要図（2／2）

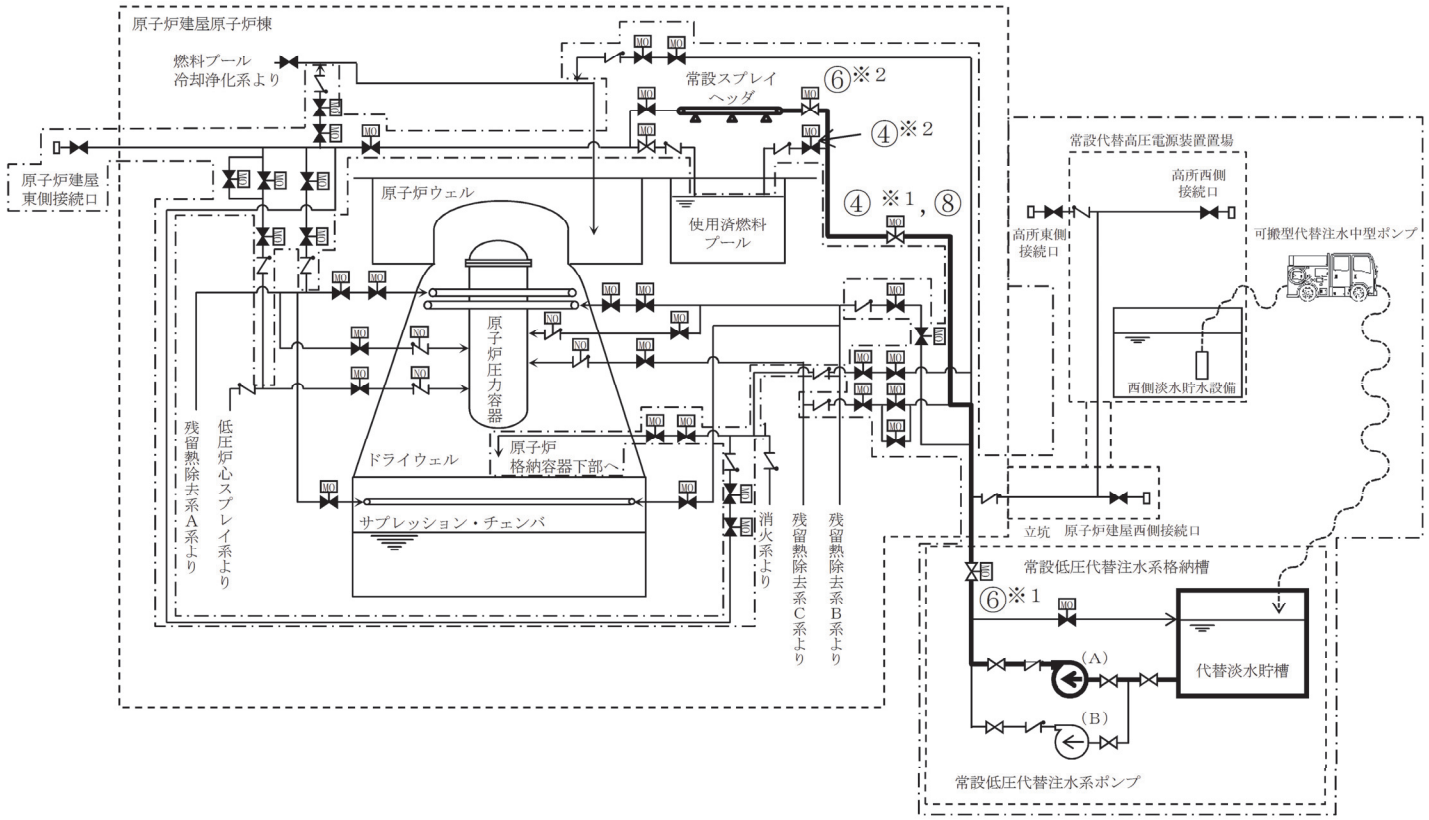


【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】



【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

第1.11－10図　消火系による使用済燃料プールへの注水　タイムチャート



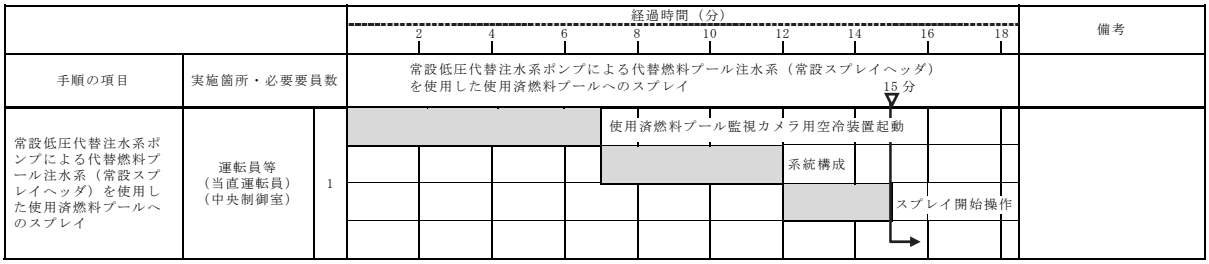
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

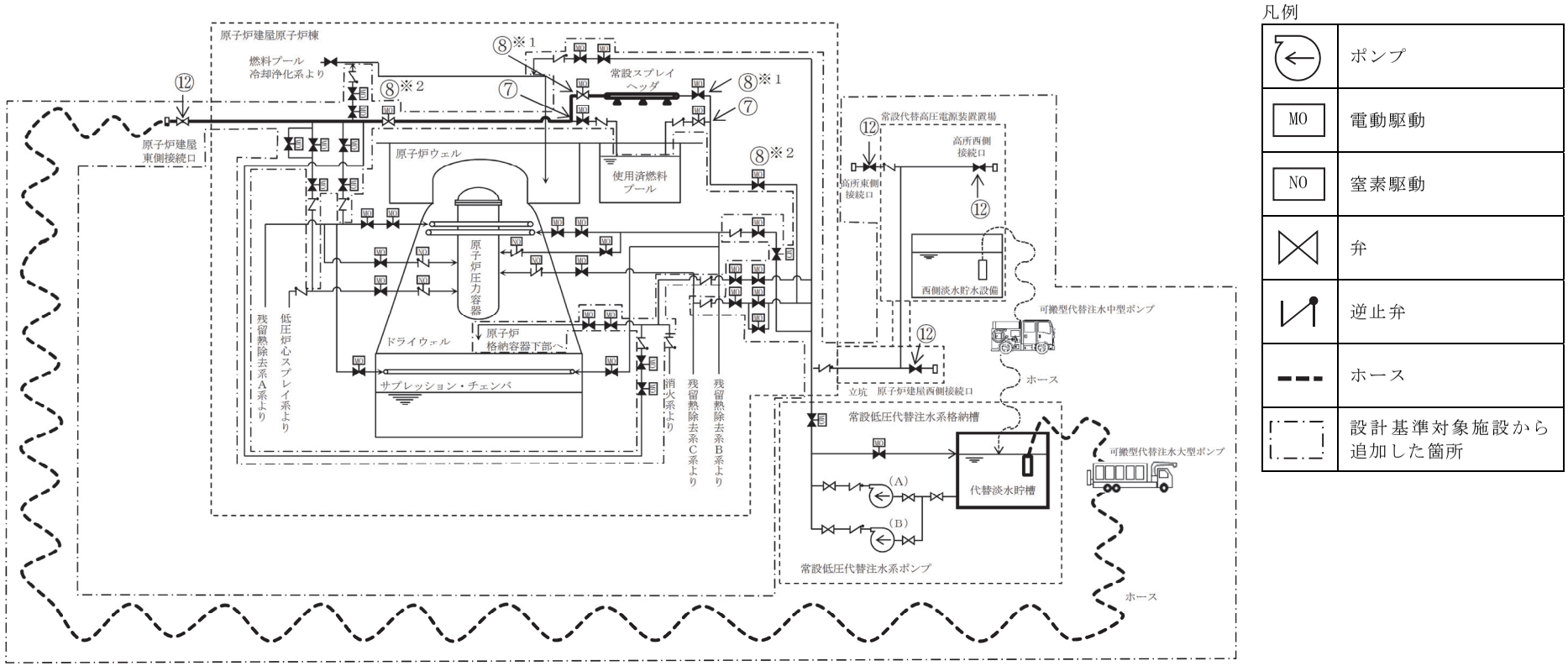
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1，⑧	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	⑥※1	常設低圧代替注水系系統分離弁
④※2	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑥※2	使用済燃料プールスプレイライン元弁

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1.11－11図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ　概要図



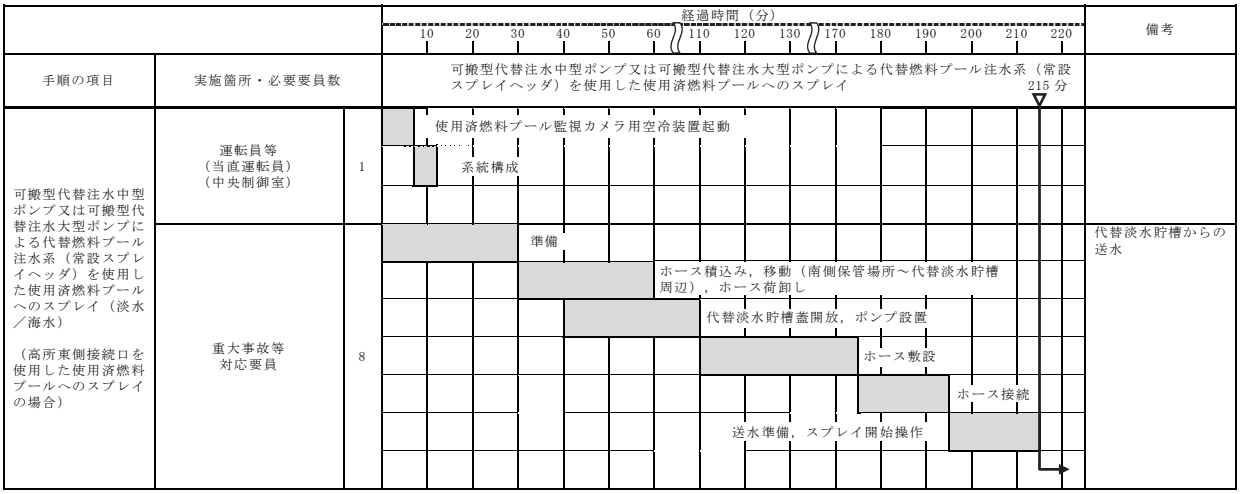
第1.11－12図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイタイムチャート

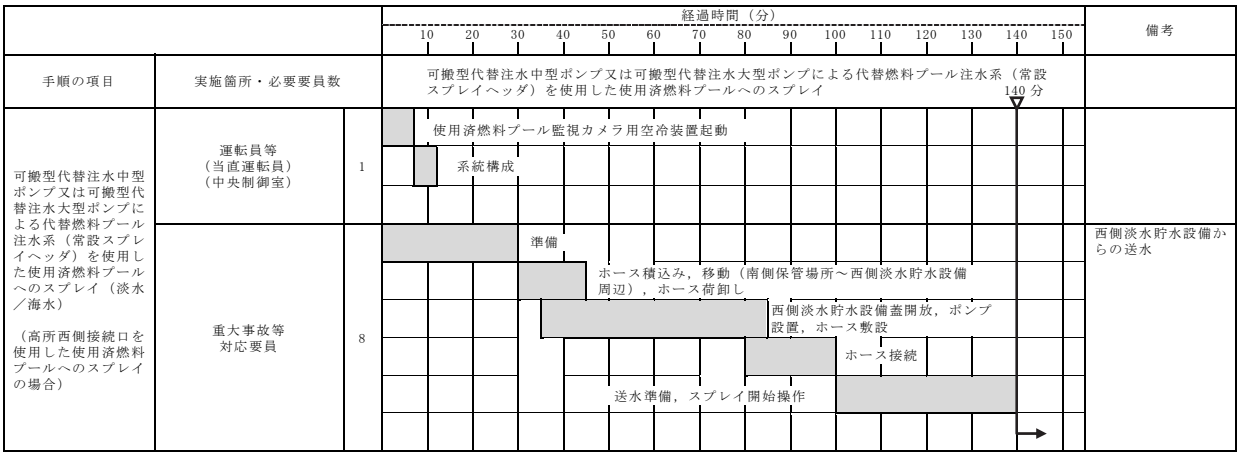


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑧※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑧※1	使用済燃料プールスプレイライン元弁	⑫	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁，高所東側接続口の弁，高所西側接続口の弁

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。

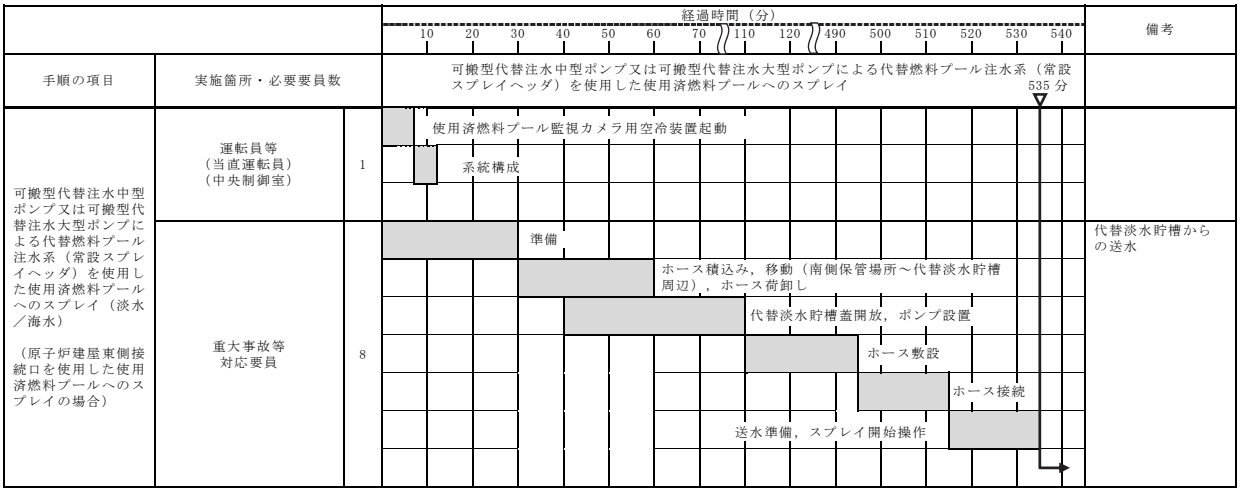
第1.11－13図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）　概要図

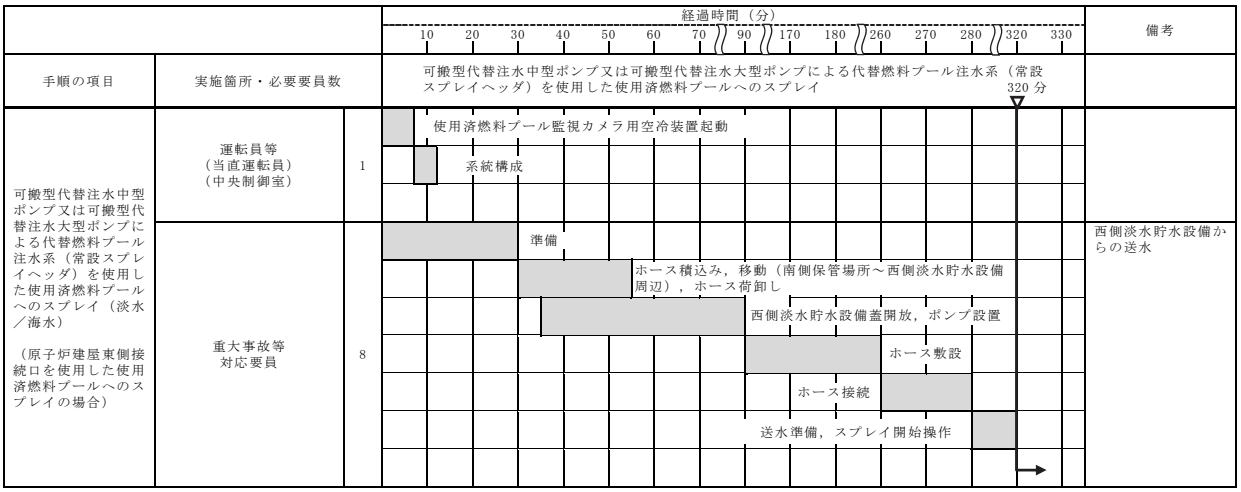




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

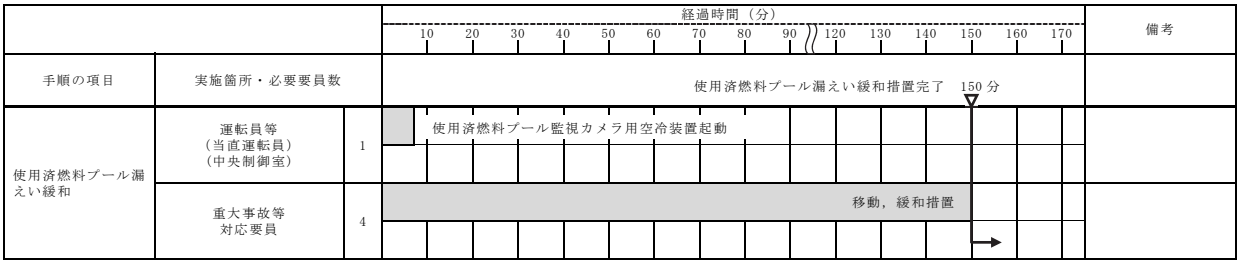
第1.11－14図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）



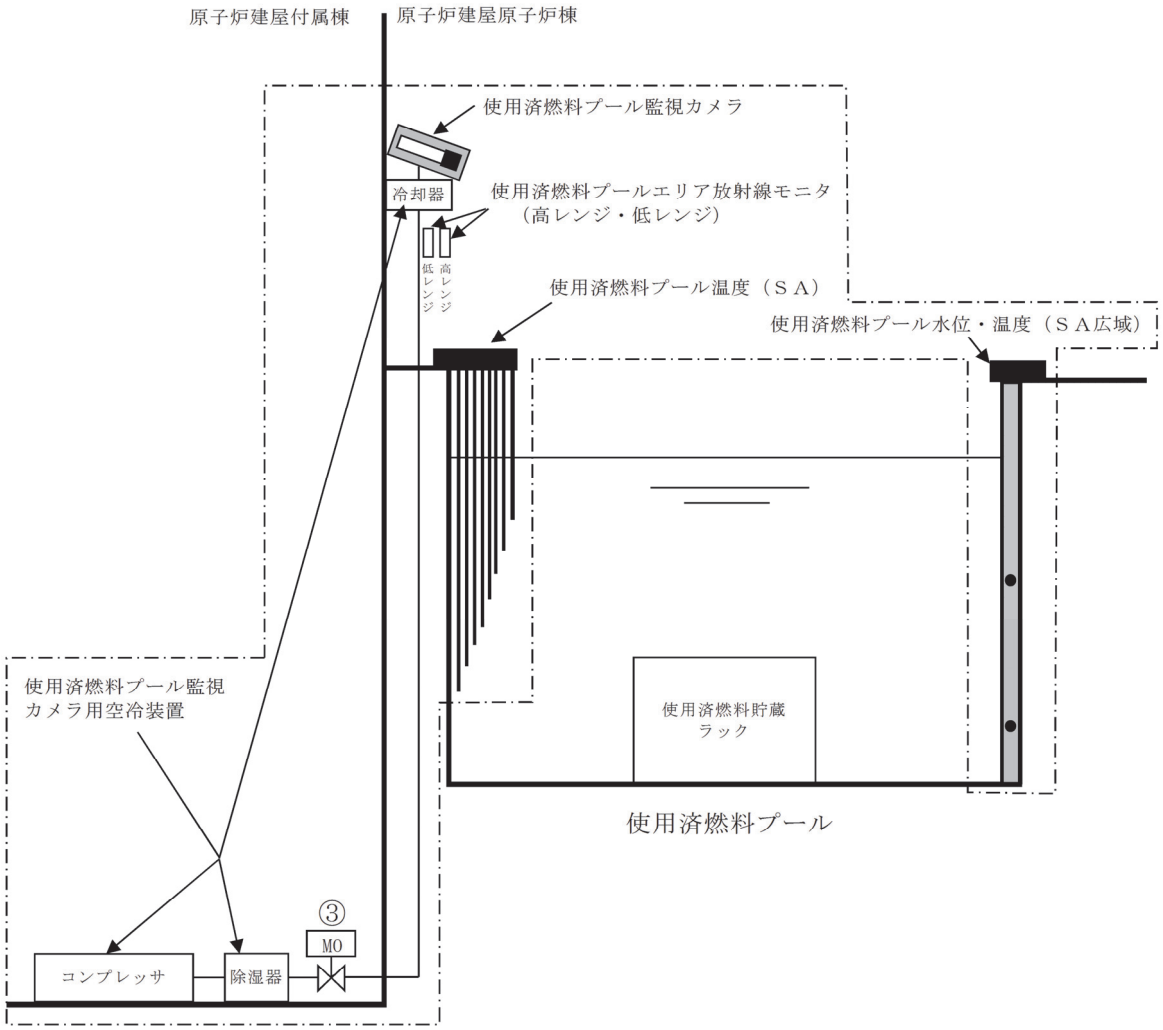


【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

第1.11－14図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）　タイムチャート（2／2）



第1.11－15図　使用済燃料プール漏えい緩和　タイムチャート



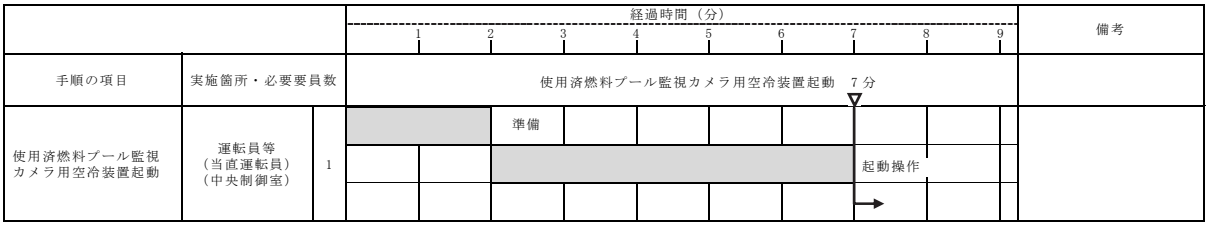
凡例

MO	電動駆動
⋈	弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

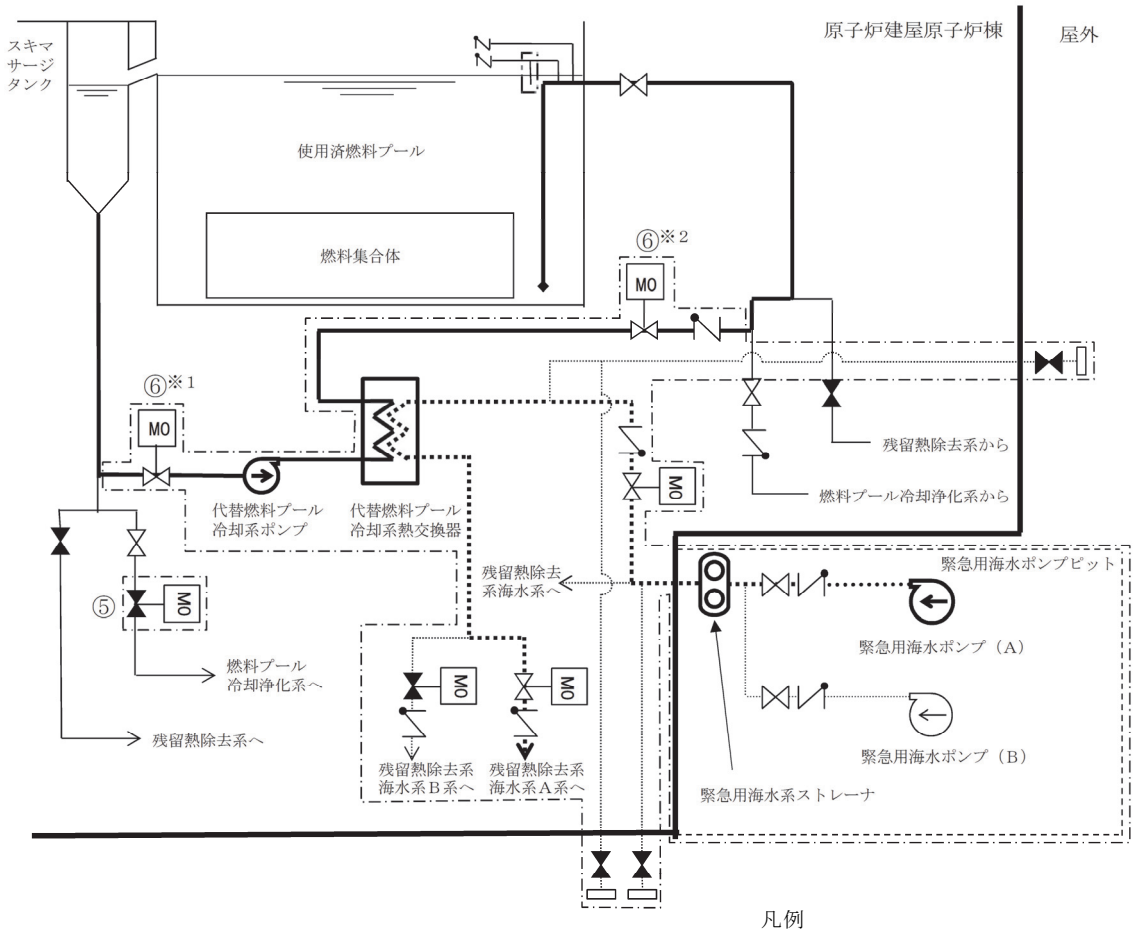
操作手順	弁名称
③	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

第1.11－16図　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動　概要図



第1.11－17図　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動　タイムチャート



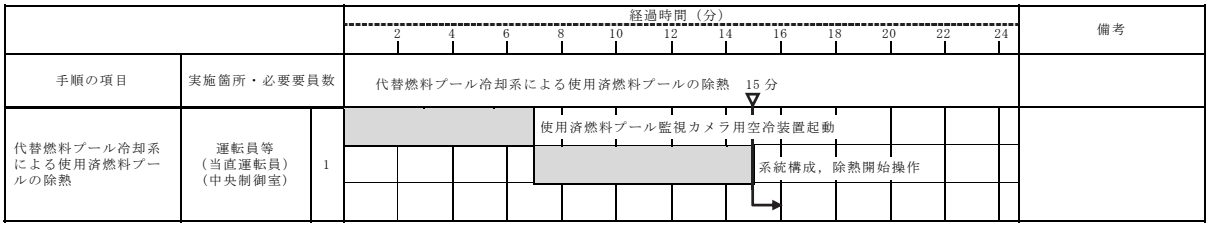
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
-----	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

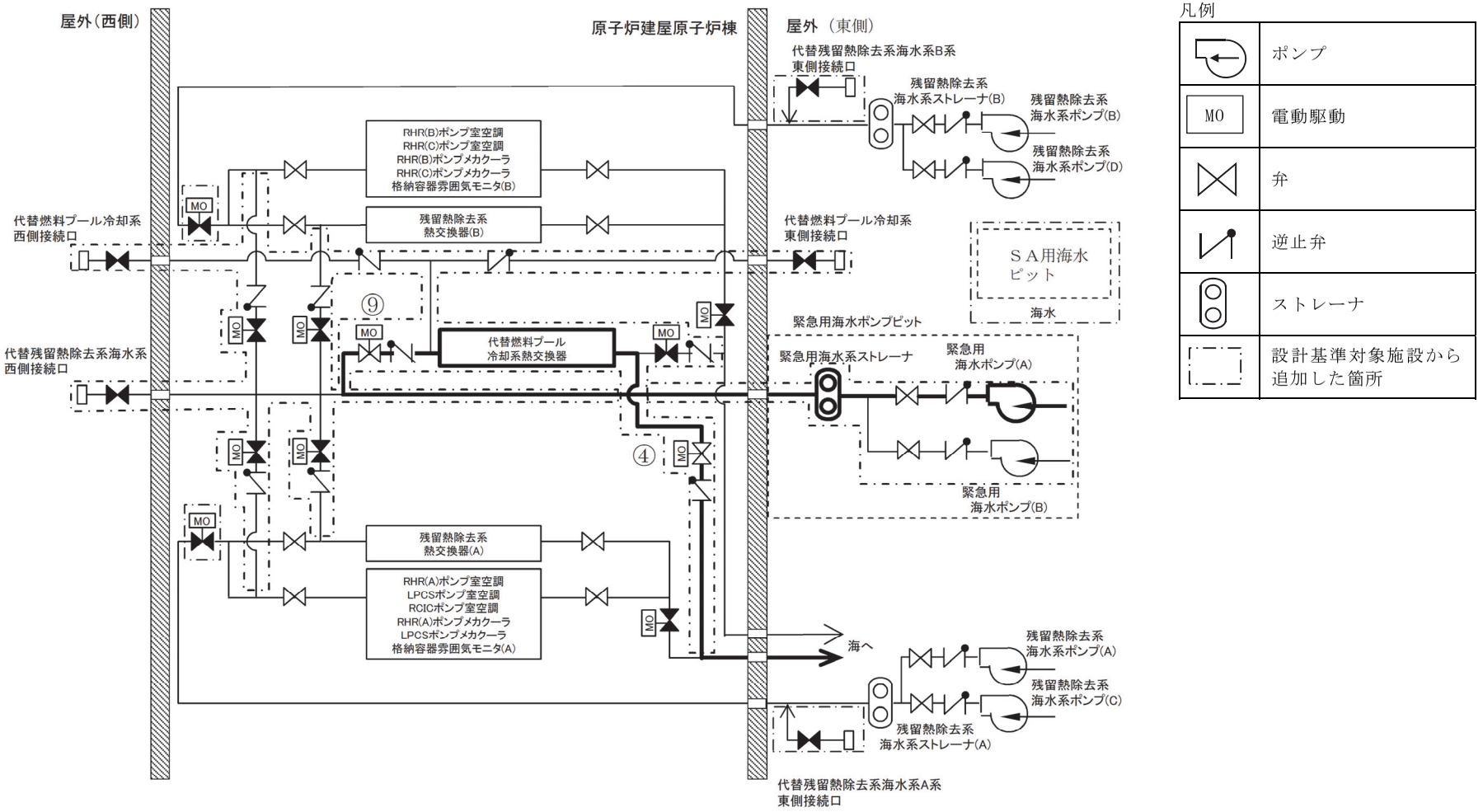
操作手順	弁名称
⑤	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑥※1	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑥※2	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

記載例　○　　：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1.11－18図　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱　概要図



第1.11－19図　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱　タイムチャート



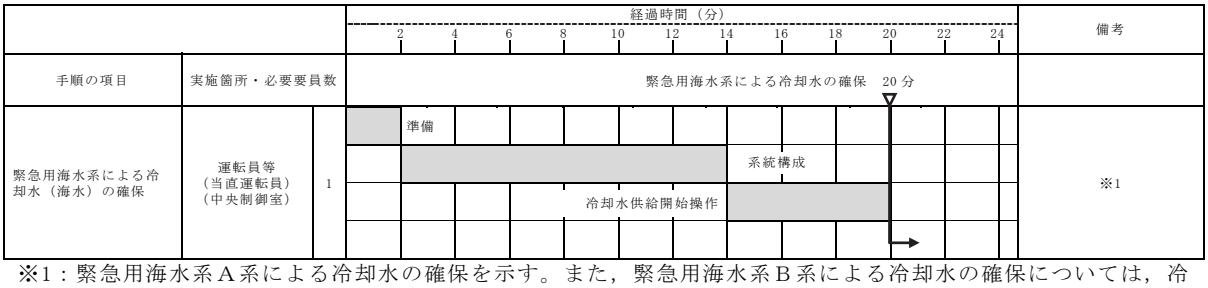
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）	⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁

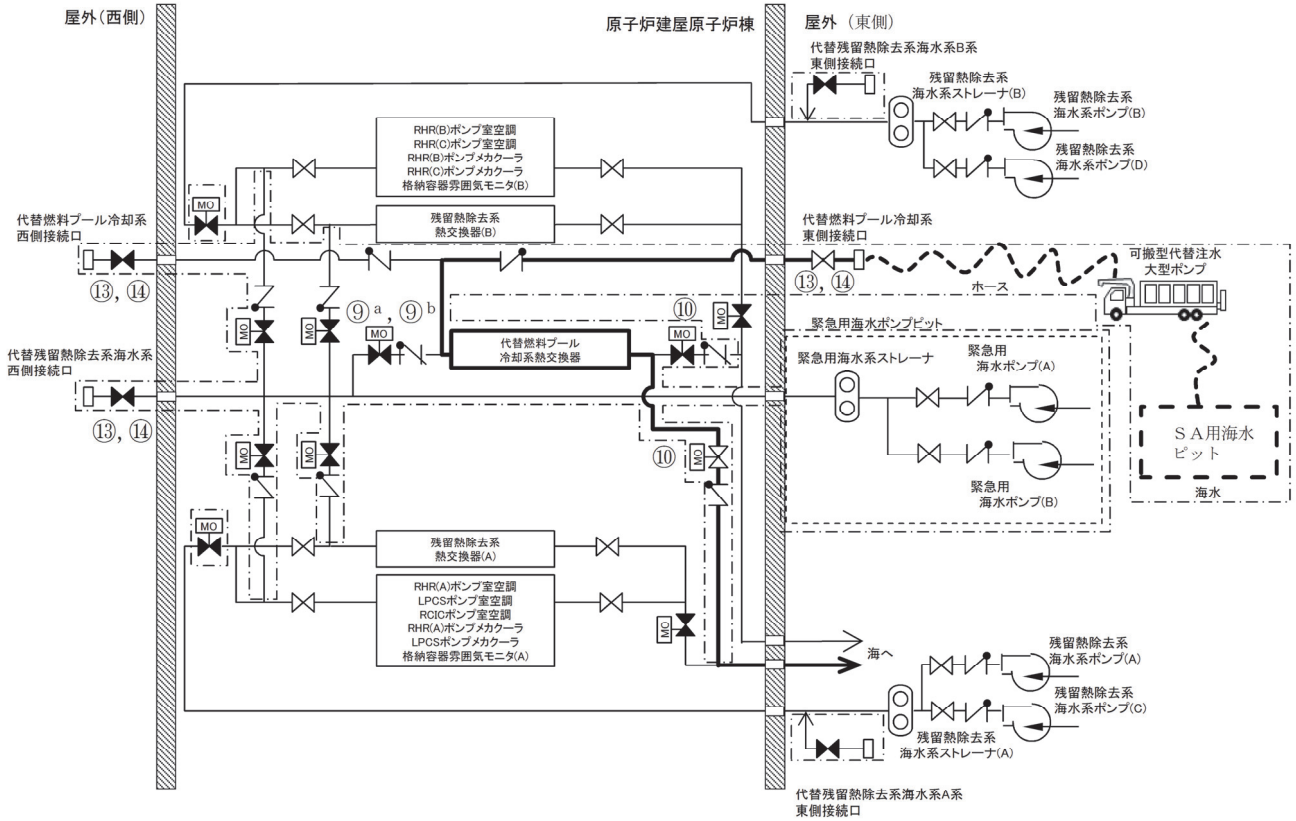
記載例　○：操作手順番号を示す。

第1.11－20図　緊急用海水系による冷却水（海水）の確保　概要図



※1：緊急用海水系Ａ系による冷却水の確保を示す。また，緊急用海水系Ｂ系による冷却水の確保については，冷却水の供給開始まで 20 分以内で可能である。

第1.11－21図　緊急用海水系による冷却水（海水）の確保　タイムチャート



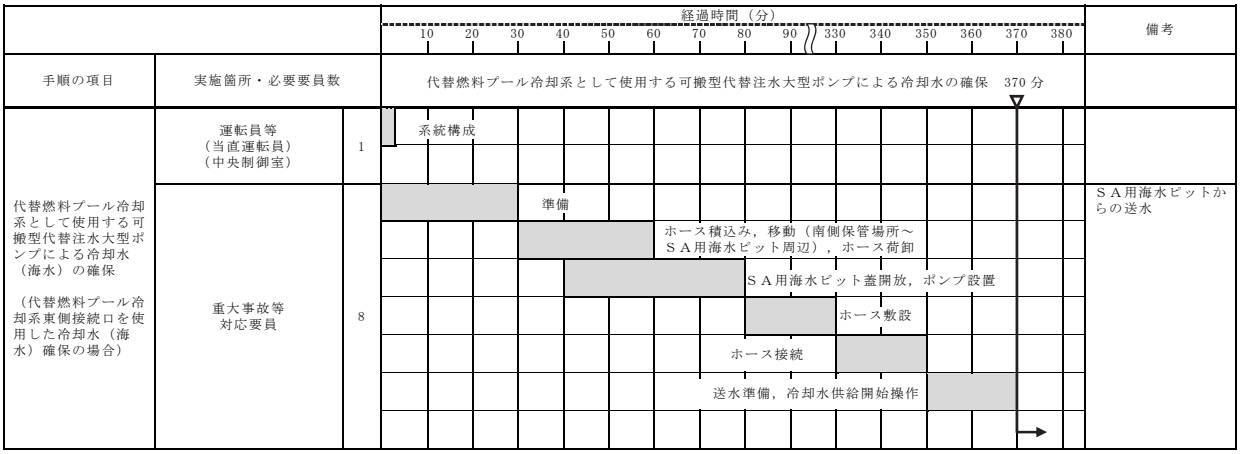
凡例

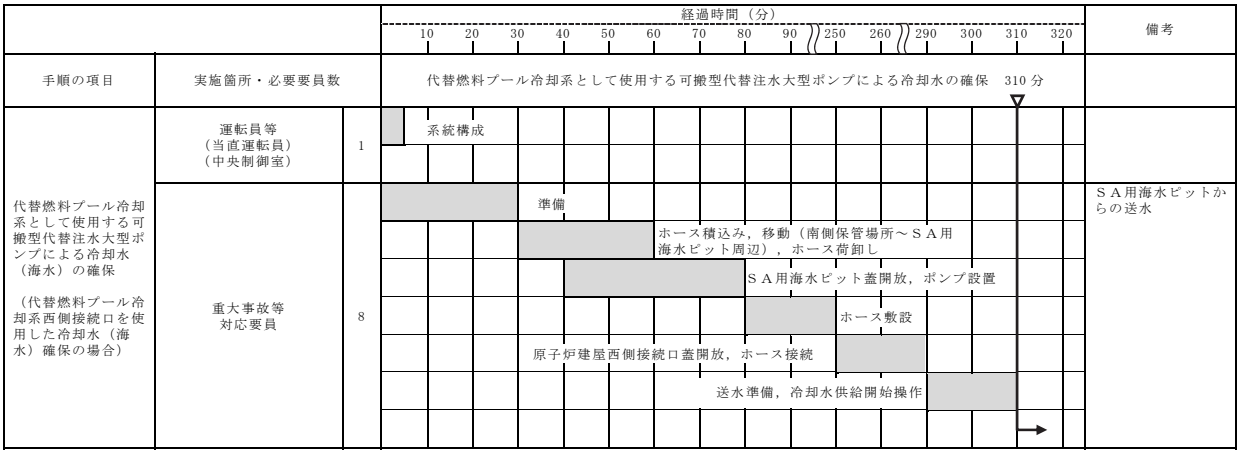
	ポンプ
MO	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨ａ，⑨ｂ	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑬，⑭	代替燃料プール冷却系西側接続口の弁，代替燃料プール冷却系東側接続口の弁，代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁
⑩	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（Ａ）， 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（Ｂ）		

記載例　○　　：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。

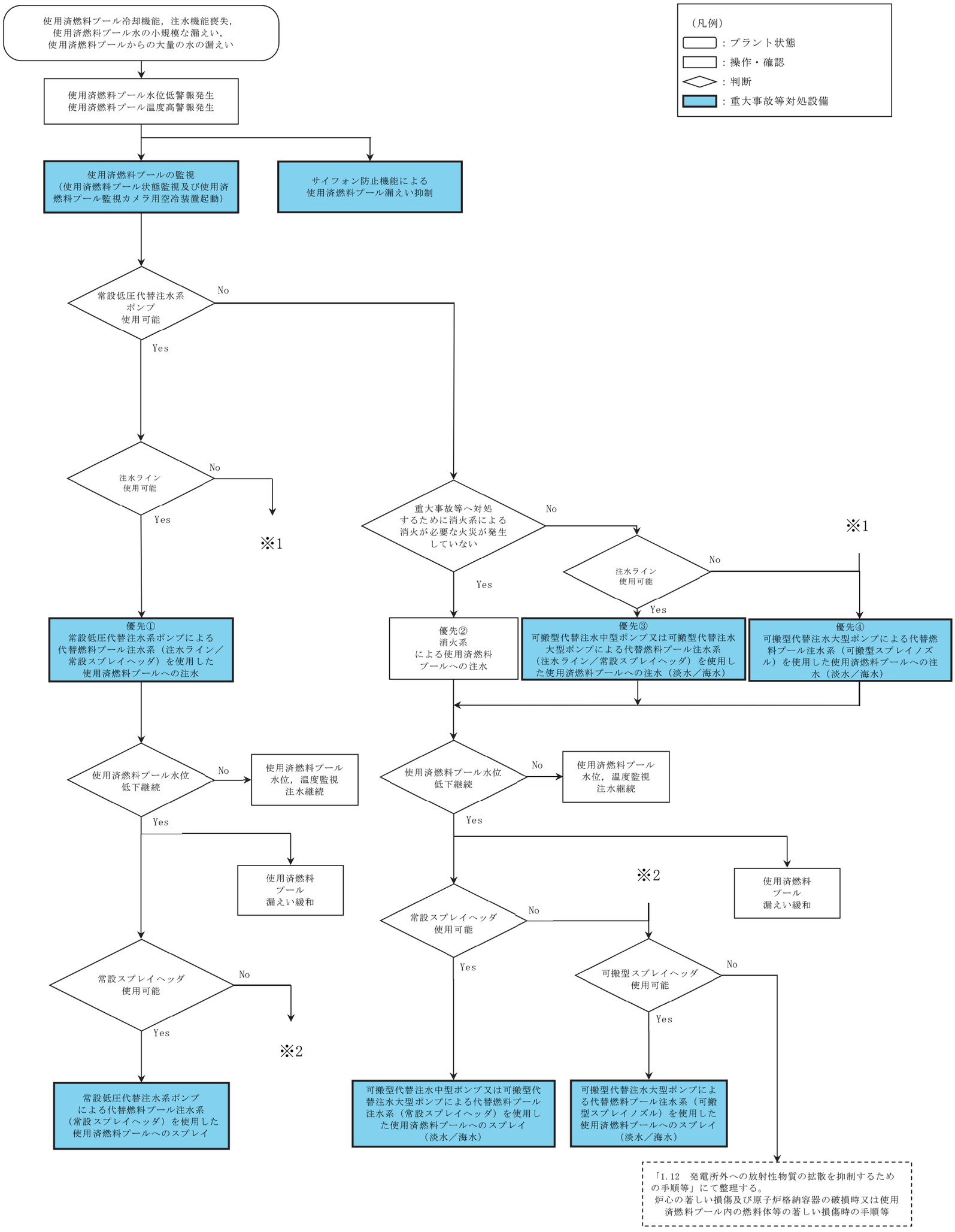
第1.11－22図　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保　概要図



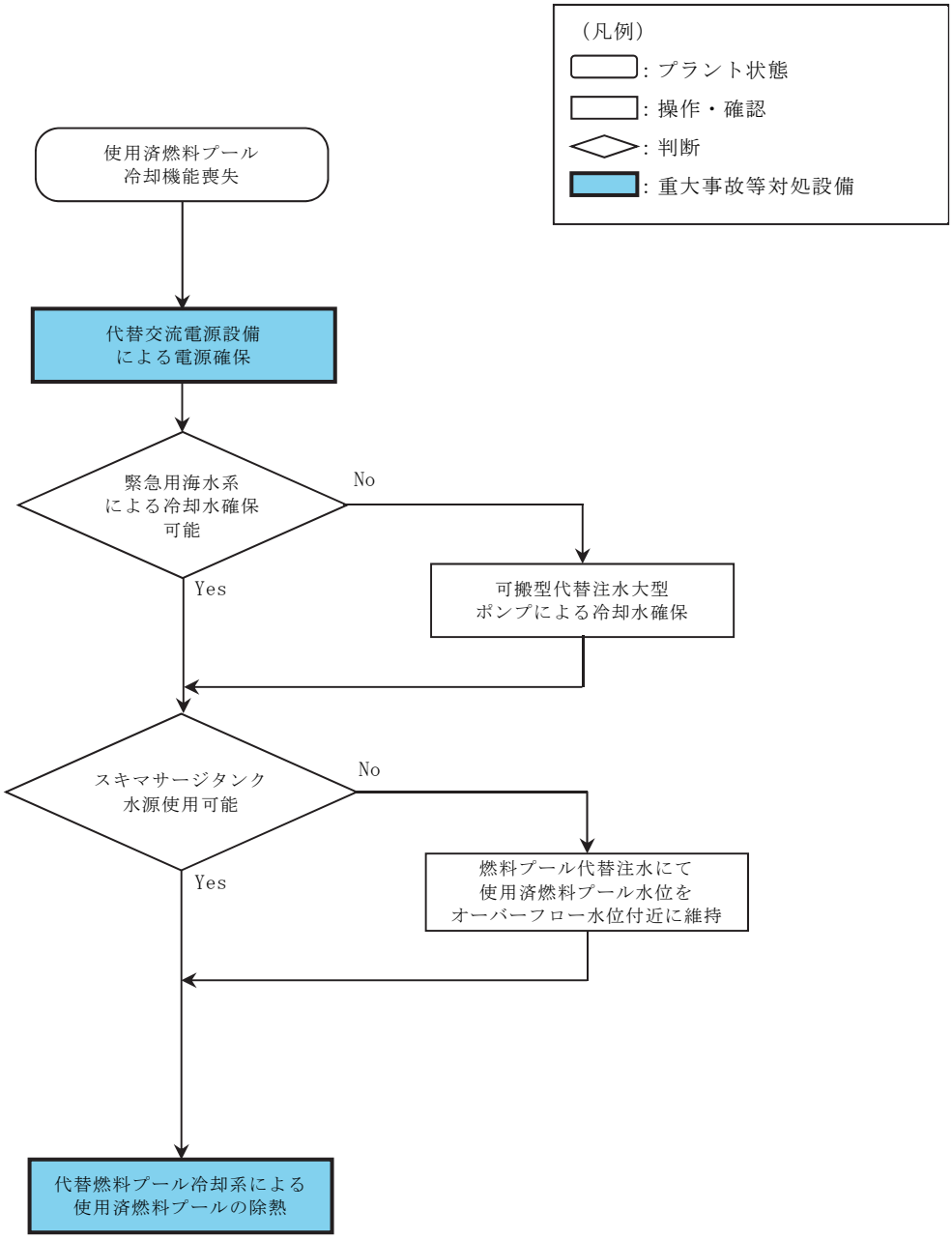


【ホース敷設（ＳＡ用海水ピットから代替燃料プール冷却系東側接続口）の場合は355m，ホース敷設（ＳＡ用海水ピットから代替燃料プール冷却系西側接続口）の場合は253m】

第1.11－23図　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保　タイムチャート



第1.11－24図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／2）



第1.11－24図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／2）

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

＜　目　次　＞

1.12.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

(a)　大気への放射性物質の拡散抑制

(b)　海洋への放射性物質の拡散抑制

ｂ．原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

ｃ．重大事故等対処設備と自主対策設備

(a)　大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制

(b)　航空機燃料火災への泡消火

ｄ．手順等

1.12.2　重大事故等時の手順

1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1)　大気への放射性物質の拡散抑制

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

ｂ．ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

(2)　海洋への放射性物質の拡散抑制

ａ．汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

ｂ．放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

ｃ．重大事故等時の対応手段の選択

1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1)　初期対応における延焼防止処置

ａ．化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火

(2)　航空機燃料火災への泡消火

ａ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

ｂ．重大事故等時の対応手段の選択

1.12.2.3　その他の手順項目にて考慮する手順

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

【要求事項】

1　発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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　「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており，ここでは，この設備を活用した手順等について説明する。

1.12.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外へ放射性物質が拡

散するおそれがある。発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において，消火対応するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十五条及び技術基準規則第七十条（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

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1.12－1表に整理する。

ａ．炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は，大気への放射性物質の拡散抑制，放射性物質を含む汚染水が発生する場

合は，海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。

(a)　大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は，原子炉建屋放水設備により，大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（原子炉建屋放水設備）は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・ホース

・放水砲

・ＳＡ用海水ピット取水塔

・海水引込み管

・ＳＡ用海水ピット

・燃料給油設備

・ガンマカメラ

・サーモカメラ

(b)　海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（海洋拡散抑制設備）は以下のとおり。

・汚濁防止膜

・放射性物質吸着材

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

b．原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，初期対応における延焼防止処置により，火災に対応する手段がある。

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

・化学消防自動車

・水槽付消防ポンプ自動車

・泡消火薬剤容器（消防車用）

・消火栓（原水タンク）

・防火水槽

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手段がある。

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・ホース

・放水砲

・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）

・泡混合器

・ＳＡ用海水ピット取水塔

・海水引込み管

・ＳＡ用海水ピット

・燃料給油設備

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

ｃ．重大事故等対処設備と自主対策設備

(a)　大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制

審査基準及び基準規則に要求される，大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），ホース，放水砲及び燃料給油設備は，いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち，汚濁防止膜は重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・ガンマカメラ

・サーモカメラ

これらの設備については，大気への放射性物質の拡散を直接抑制する手段ではないが，原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に，原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として有効である。

・放射性物質吸着材

放射性物質吸着材を設置するためには，地震発生後のアクセスルートの液状化による影響（一部のアクセスルートで車両通行不可）を踏まえると最短でも，作業開始を判断してから 15 時間程度要することになるが，放射性物質の吸着効果が期待され，海洋への放射性物質の拡散抑制及び放出量の低減を図る手段として有効である。

なお，アクセスルートに液状化の影響が無い場合は，作業開始を判断してから約 6.5 時間と想定する。

(b)　航空機燃料火災への泡消火

基準規則に要求される，航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），ホース，放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），泡混合器及び燃料給油設備は，重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災への泡消火が可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・化学消防自動車

・水槽付消防ポンプ自動車

・泡消火薬剤容器（消防車用）

これらの設備については，航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ないため，同等の放水効果は得られにくいが，早期に消火活動が可能であり，航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。

・消火栓（原水タンク）

・防火水槽

これらの設備については，耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，初期対応における延焼防止処置の水源として使用する手段としては有効である。

ｄ．手順等

上記のａ．，ｂ．及びｃ．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，重大事故等対応要員の対応として，「重大事故

等対策要領」に，自衛消防隊の対応として，「防火管理要領」に定める（第1.12－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.12－2表）。

1.12.2　重大事故等時の手順

1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1)　大気への放射性物質の拡散抑制

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

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

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

しかし，これらの機能が喪失し，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

・炉心損傷を判断した場合※において，あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合

・使用済燃料プール水位が低下した場合において，あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合

・大型航空機の衝突等，原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合

※　格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10 倍以上となった場合，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。

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。手順の概要図を第1.12－1図に，タイムチャートを第1.12－2図に，ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第1.12－3図に示す。

① 災害対策本部長代理は，発電長と連携を密にし，手順着手の判断基準に基づき，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備開始を重大事故等対応要員に指示する。

② 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所周辺に設置する。

③ 重大事故等対応要員は，ホースを水中ポンプに接続後，水中ポンプを取水箇所へ設置し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）吸込口にホースを接続する。

④ 重大事故等対応要員は，放水砲を設置し，ホースの運搬，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から放水砲までのホース敷設を行い，放水砲にホースを接続する。

⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行った後に，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を待機状態（アイドリング状態）にする。

⑥ 重大事故等対応要員は，放水砲の噴射ノズルを原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し，準備完了を災害対策本部長代理に報告する。

⑦ 災害対策本部長代理は，発電長と連携を密にし，手順着手を判断した時の状況が継続しており，以下のいずれかの状況が該当し，放水により発生する汚染水が直接海洋に流出する経路となる4箇所への汚濁防止膜1重設置による放射性物質の拡散抑制措置が完了されている場合は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制実施を重大事故等対応要員に指示する。ただし，プラント状況により，大量の大気への放射性物質の拡散を回避する必要が生じた場合は，汚濁防止膜の設置作業と並行して放水砲による放水を開始するよう重大事故等対応要員に指示する。

・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合

・原子炉建屋水素濃度が2.0vol％に到達した場合，原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず，原子炉建屋水素濃

度の上昇が継続することにより，ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後においては，ブローアウトパネル閉止装置のパネル部）を開放する場合

・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレイができない場合

・プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合

⑧ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を操作（昇圧）し，放水砲により原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し，災害対策本部長代理に報告する。

⑨ 災害対策本部長代理は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について，発電長に報告する。

⑩ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の運転状態を継続監視し，定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する（燃料を給油しない場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は約3.5時間の運転が可能）。

(c) 操作の成立性

上記(b)の現場対応は，準備段階では重大事故等対応要員8名（可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の起動，ホースの水張り及び空気抜きは4名）にて実施し，所要時間は，複数あるホース敷設ルートのうち，設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は，手順着手から145分で大気への放射

性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は，210分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている）。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

災害対策本部長代理からの指示を受けて，大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。重大事故等対応要員4名にて実施し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施指示から5分で放水することが可能である。

放水砲は可搬型設備のため，任意に設置場所を設定することが可能であり，風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて，最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等，放射性物質の放出箇所に向けて放水する。なお，原子炉建屋への放水に当たっては，原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として，必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建屋の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は，原子炉建屋の中心に向けて放水する。

放水砲による放水は，噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき，放水形状は，直線状とするとより遠くまで放水できるが，噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから，なるべく噴霧状を使用する。

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

なお，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲の準備にあたり，プラント状況や周辺の現場状況，ホースの敷設時間等を考慮し，複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

b．ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に，原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し，大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため，ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し，放射性物質漏えい箇所を絞り込む手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において，放射性物質の漏えい箇所が原子炉建屋外観上で判断できない場合。

(b)　操作手順

ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を特定する手順の概要は以下のとおり。また，手順の概要図を第1.12－4図に，タイムチャートを第1.12－2図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員へガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を絞り込む作業の開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，ガンマカメラ又はサーモカメラを原子

炉建屋が視認できる場所に運搬する。

③ 重大事故等対応要員は，ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質の漏えい箇所を絞り込む。

(c) 操作の成立性

ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の特定は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制にて放水砲設置に携わる重大事故等対応要員 2名が実施する。

作業は，災害対策本部長代理の指示に従い対応することとしており，ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み手順着手から35 分で絞り込み作業を開始することとしている。

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a．汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は，放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排水路で集水され，地下埋設の一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水路から海へ流れ込むため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

汚濁防止膜は，防潮堤に囲まれた発電所敷地内から海洋に接続する全ての排水経路である雨水排水路集水桝－１～９及び放水路－Ａ～Ｃの計12箇所に設置する。設置に当たっては，原子炉建屋に放水することで発

生する汚染水が，放水範囲の周囲にある一般排水路を経由して直接流れ込む雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃの4箇所を優先する。

(a)　手順着手の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。

(b)　操作手順

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また，汚濁防止膜の設置位置図を第1.12－5図に，タイムチャートを第1.12－2図に，汚濁防止膜設置手順の概要図を第1.12－6図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員へ汚濁防止膜設置開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，汚濁防止膜及び付属資機材を設置位置近傍に運搬する。

③ 重大事故等対応要員は，汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け，他端を所定の箇所に固定する。合わせて，汚濁防止膜のフロート部を設置位置上部のグレーチング等にロープで固縛し，雨水排水路集水桝等内に吊り下げる。

④ 重大事故等対応要員は，汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを外し，カーテン部を開放する。

⑤ 重大事故等対応要員は，汚濁防止膜両端部の固定用ロープを保持しながらフロート部を固縛していたロープを解き，その後，固定用ロープを繰り出すことにより雨水排水路集水桝等の所定の箇所へ設置する。

⑥ 重大事故等対応要員は，同作業完了後，引き続き，同様の手順

により2重目の汚濁防止膜を設置する。

(c)　操作の成立性

汚濁防止膜の設置は，12 箇所における現場対応のうち，優先的に設置する 4 箇所（雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃ）への 1 重目については，重大事故等対応要員 5 名で実施する。

その後の汚濁防止膜の設置については，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の現場対応にて，放水砲設置，ホース敷設準備及びホース敷設を終えた重大事故等対応要員4名が合流し，合計9名で実施する。

汚濁防止膜の設置作業は，優先的に設置する4箇所（雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃ）への1重目の設置を手順着手から140分で行うこととしている。優先的に設置する4箇所への1重目の汚濁防止膜の設置完了後，災害対策本部長代理の指示により，優先的に設置する4箇所への2重目の汚濁防止膜の設置，及び残る8箇所への汚濁防止膜の設置を6時間以内に行うこととしている。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。また，複数の汚濁防止膜を効率的に運搬できるよう車両を配備することで作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。

ｂ．放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は，放射性物質を含む汚染水が発生する。

防潮堤内側の合計10箇所に放射性物質吸着材を設置することにより，海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合（汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制措置が完了した後に実施する）。

(b)　操作手順

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また，放射性物質吸着材の設置位置図を第1.12－7図に，タイムチャートを第1.12－2図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，放射性物質吸着材を，設置箇所近傍まで運搬する。

③ 重大事故等対応要員は，放射性物質吸着材を設置する。

(c)　操作の成立性

放射性物質吸着材の設置は，重大事故等対応要員9名の体制である。

設置作業は，災害対策本部長代理の指示に従い対応することとしており，放射性物質吸着材を放射性物質拡散抑制の手順着手から約21時間で設置することとしている。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。

c．重大事故等時の対応手段の選択

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水

を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため，汚濁防止膜の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。

海洋への放射性物質の拡散抑制の手順の流れを第1.12－8図に示す。

汚濁防止膜は，原子炉建屋に放水した汚染水が流れ込む雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃの4箇所を優先的に設置し，最終的に合計12箇所に設置することで，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

その後，放射性物質吸着材を設置することで，更なる海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1)　初期対応における延焼防止処置

ａ．化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）により初期対応における泡消火を行う手順を整備する。水源は，消火栓（原水タンク）又は防火水槽を使用する。

(a)　手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b)　操作手順

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火を行う手順の概要は以下のとおり。また，初期対応における延焼防止処置の概要図を第1.12－9図に，タイムチャートを第1.12－10図に，水利の配置図を第1.12－11図に示す。

① 自衛消防隊の現場指揮者は，発電所敷地内において航空機衝突に

よる火災を確認した場合，現場の火災状況及び安全を確保した後，初期消火に必要な設備の準備を開始する。

・周辺の状況（けが人の有無，モニタリングの状況）

・消火の水源である防火水槽や消火栓（原水タンク）に，水量が確保され使用できることを確認

② 自衛消防隊の現場指揮者は，現場火災状況を災害対策本部長代理へ報告する。

・周辺の状況（けが人の有無，モニタリング実施結果）

・消火の水源

③ 自衛消防隊は，水源近傍に水槽付消防ポンプ自動車を設置し，水利を確保する。

④ 自衛消防隊は，初期消火活動場所へ化学消防自動車を設置し，水槽付消防ポンプ自動車から化学消防自動車へのホース敷設，接続及び準備作業を行う。

⑤ 自衛消防隊は，消火用水と泡消火薬剤を混合させて，化学消防自動車による泡消火を開始する。

⑥ 自衛消防隊は，適宜，泡消火薬剤容器（消防車用）を運搬して泡消火薬剤の補給を実施する。

(c)　操作の成立性

上記の現場対応は，自衛消防隊9名で対応する。化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による初期消火開始まで手順着手から20分で対応することとしている。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。

(2)　航空機燃料火災への泡消火

a．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器により，海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による泡消火手順の概要は以下のとおり。また，航空機燃料火災への対応の概要図を第1.12－12図に，タイムチャートを第1.12－10図に，水利の配置及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による泡消火に関するホース敷設ルートの例を第1.12－13図に示す。

① 災害対策本部長代理は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員へ可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器の設置開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を取水箇所周辺に設置する。

③ 重大事故等対応要員は，ホースを水中ポンプに接続後，水中ポンプを取水箇所へ設置し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）吸込口にホースを接続する。

④ 重大事故等対応要員は，放水砲を設置し，ホースの運搬，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），泡混合器から放水砲までホースを敷設し，放水砲にホースを接続する。

⑤ 重大事故等対応要員は，放水砲にホースを接続後，放水砲の噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。

⑥ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し，放水砲による消火を開始する。

⑦ 重大事故等対応要員は，泡混合器を起動し，泡消火を開始する。

⑧ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の運転状態を継続監視し，定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は約3.5時間の運転が可能）を実施する。

(c) 操作の成立性

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による泡消火は，準備段階では現場にて8 名で実施する。所要時間は，複数あるホース敷設ルートのうち，設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は，手順着手から145分で準備を完了することとしている（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は，210分で対応することとしている）。

放水段階では，重大事故等対応要員 5 名にて実施する。1%濃縮用泡消火薬剤を 5m^{3}配備し，泡消火開始から約 20 分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は，放水流量（約1,338m^3／h）の1%濃度で自動注入と

なる。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては，速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

b．重大事故等時の対応手段の選択

航空機燃料火災への対応は，各消火手段に対して異なる要員で対応することから，準備完了したものから泡消火を開始する。

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），泡混合器及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確保するための泡消火，要員の安全確保のための泡消火，航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），泡混合器及び放水砲による泡消火は，航空機燃料火災を約1,338 m^3／hの流量で消火する。

使用する水源について，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車は，防火水槽，消火栓（原水タンク）のうち，準備時間が短い消火栓（原水タンク）を優先する。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），泡混合器及び放水砲による泡消火の水源は，大流量の放水であるため海水を使用する。

1.12.2.3　その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉建屋からの水素の排出に関する手順は，「1.10　水素爆発による原

子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の車両への燃料補給に関する手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.12－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	－	大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ホース 放水砲 ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット 燃料給油設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	汚濁防止膜	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			放射性物質吸着材	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

第1.12－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ホース 放水砲 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 泡混合器 ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット 燃料給油設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 消火栓（原水タンク） 防火水槽	自主対策設備	防火管理要領※2 重大事故等対策要領

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※2：消防法に基づく社内規程

第 1.12－2 表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／4）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1)　大気への放射性物質の拡散抑制 a．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制			
重大事故等対策要領	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	操作	原子炉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（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
		原子炉建屋周辺の放射線量率	モニタリング・ポスト 可搬型モニタリング・ポスト

監視計器一覧（2／4）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1)　大気への放射性物質の拡散抑制 b．ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み			
重大事故等対策要領	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	操作	－	

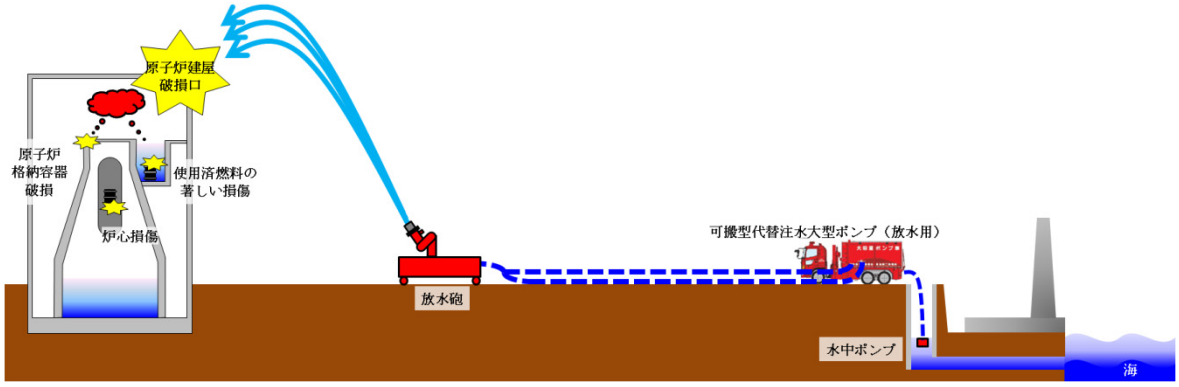
監視計器一覧（3／4）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2)　海洋への放射性物質の拡散抑制 ａ．汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			
重大事故等対策要領	判断基準	原子炉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） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	操作	－	

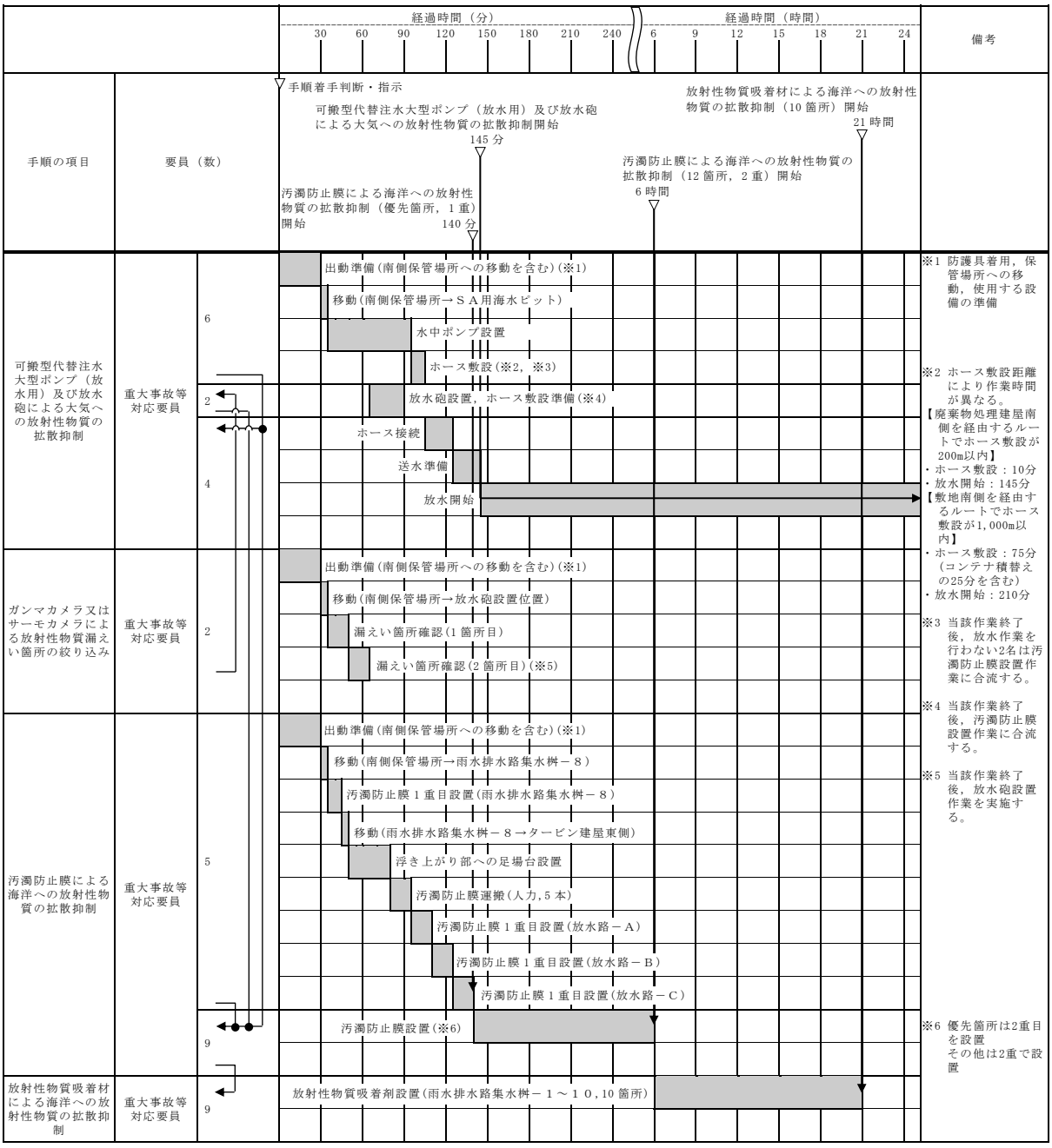
監視計器一覧（4／4）

<table>
<tr><th>手順書</th><th colspan="2">重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ（計器）</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等
(2)　海洋への放射性物質の拡散抑制
b．放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</td></tr>
<tr><td rowspan="5">重大事故等対策要領</td><td rowspan="4">判断基準</td><td>原子炉格納容器内の放射線量率</td><td>格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）
格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器内の温度</td><td>原子炉圧力容器温度</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器内の水位</td><td>原子炉水位（広帯域）
原子炉水位（燃料域）
原子炉水位（SA広帯域）
原子炉水位（SA燃料域）</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器への注水量</td><td>高圧代替注水系系統流量
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）
代替循環冷却系原子炉注水流量
原子炉隔離時冷却系系統流量
高圧炉心スプレイ系系統流量
残留熱除去系系統流量
低圧炉心スプレイ系系統流量</td></tr>
<tr><td>使用済燃料プールの監視</td><td>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）
使用済燃料プール温度（SA）
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
使用済燃料プール監視カメラ</td></tr>
<tr><td>操作</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順
(1)　初期対応における延焼防止処置
a．化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置</td></tr>
<tr><td rowspan="2">防火管理要領

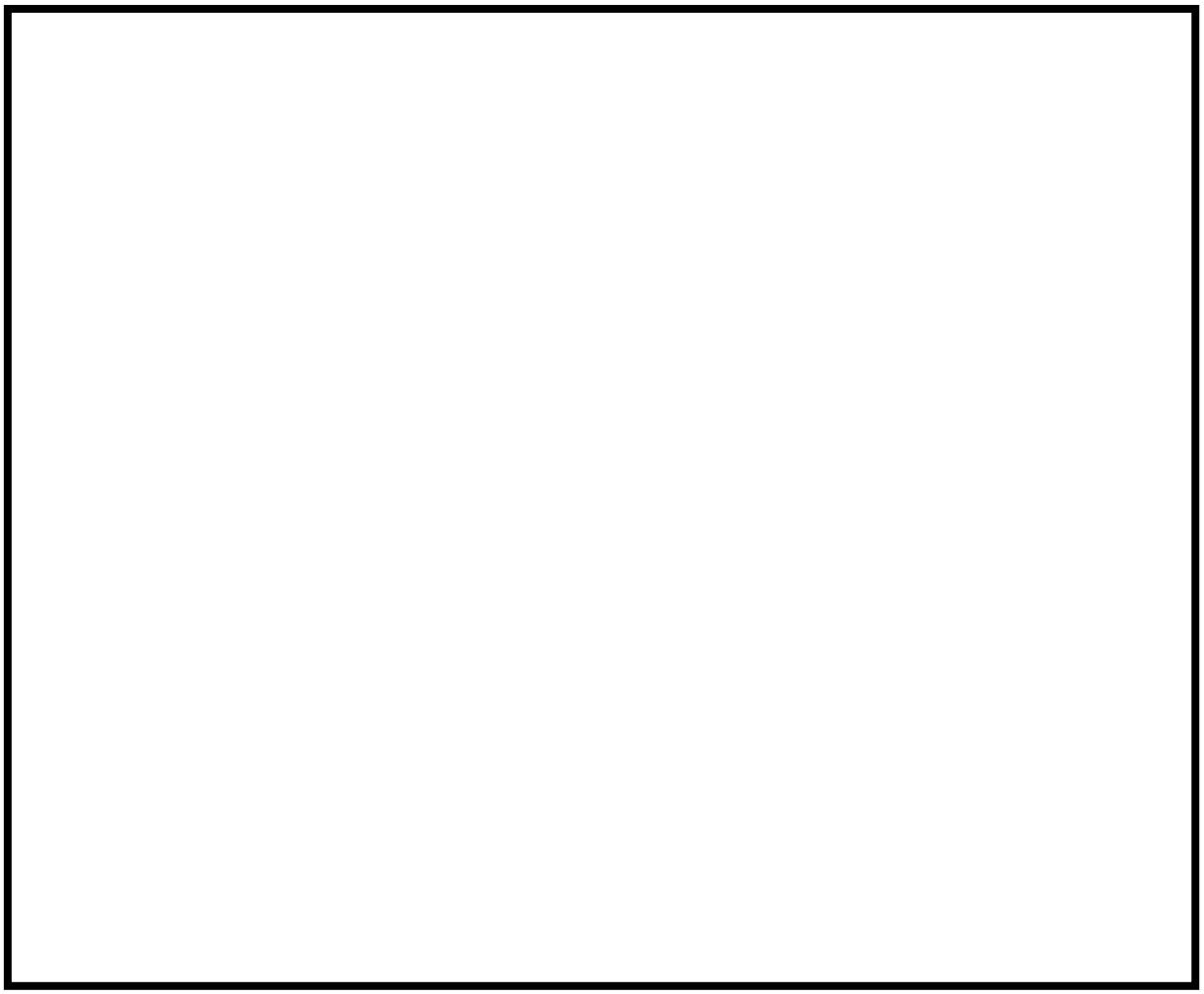
重大事故等対策要領</td><td>判断基準</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>操作</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順
(2)　航空機燃料火災への対応
a．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火</td></tr>
<tr><td rowspan="2">重大事故等対策要領</td><td>判断基準</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>操作</td><td colspan="2">－</td></tr>
</table>



第1.12－1図　大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図

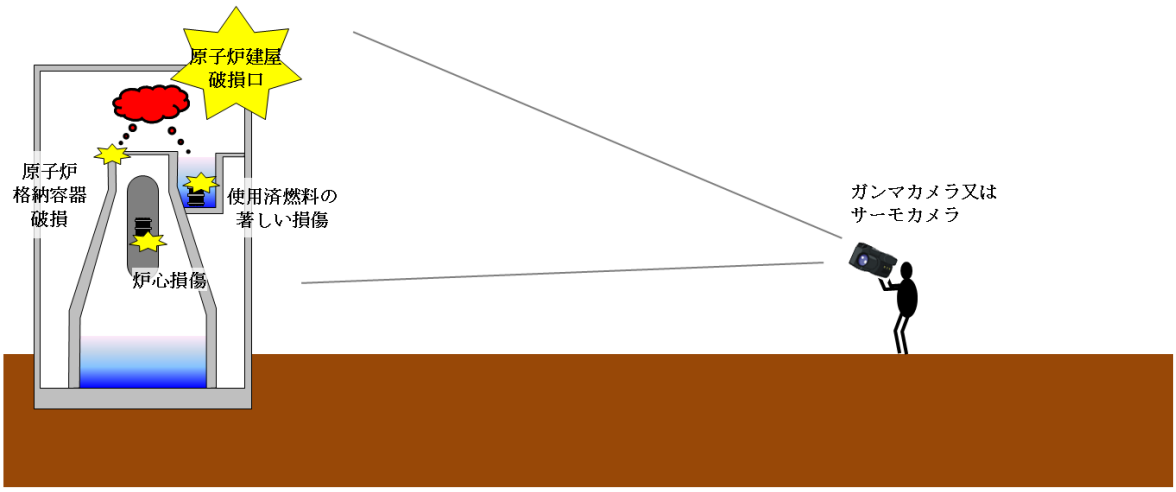


第1.12－2図　発電所外への放射性物質の拡散抑制タイムチャート



第 1.12－3 図　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置図（例）

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

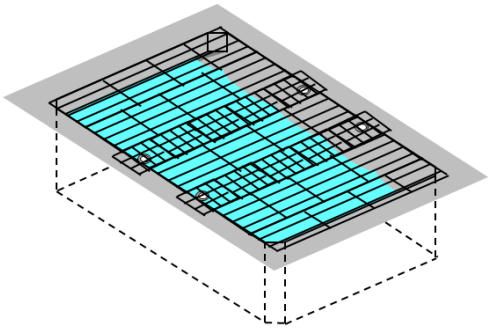


第 1.12－4 図　ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順の概要図

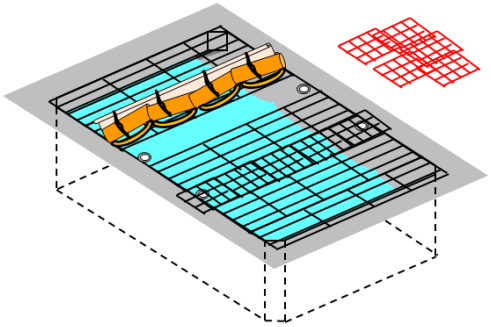
第 1.12－5 図　汚濁防止膜の設置位置図

□は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

Ⅰ

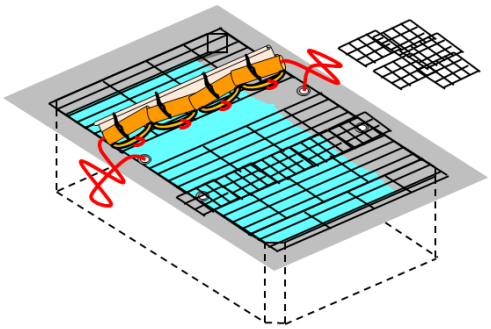


Ⅱ



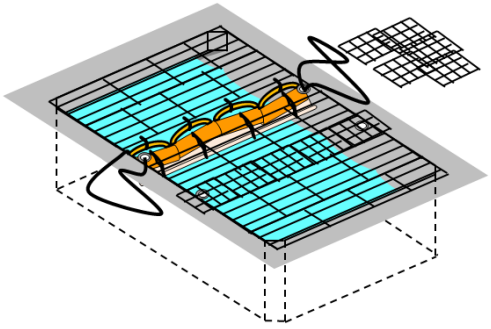
汚濁防止膜を設置する箇所のグレーチングを外し，脇に汚濁防止膜を置く。（②※）

Ⅲ



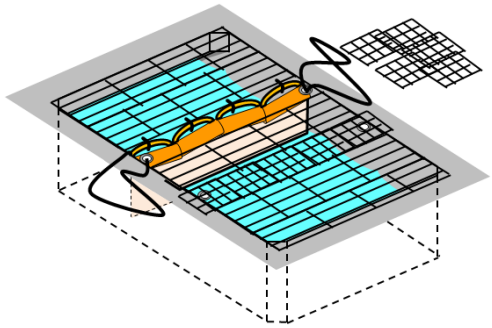
汚濁防止膜のフロート部とグレーチング，フロート両端部と固定金具をロープで固縛する。（③※）

Ⅳ



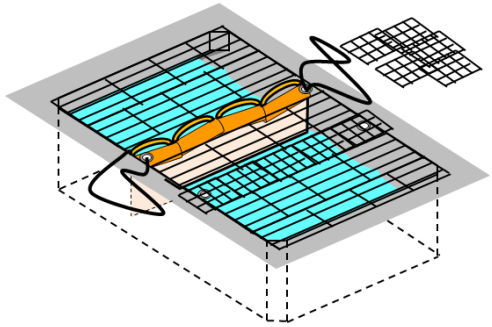
汚濁防止膜を転がして，雨水排水路集水桝等内に吊り下げる。（③※）

Ⅴ



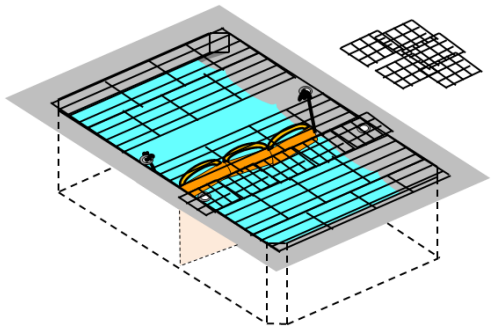
汚濁防止膜のカーテン部を固縛していたロープを外し，カーテンを開放する。（④※）

Ⅵ



汚濁防止膜のフロート部とグレーチングを固縛していたロープを外し，フロート両端部のロープで保持する。（⑤※）

Ⅶ



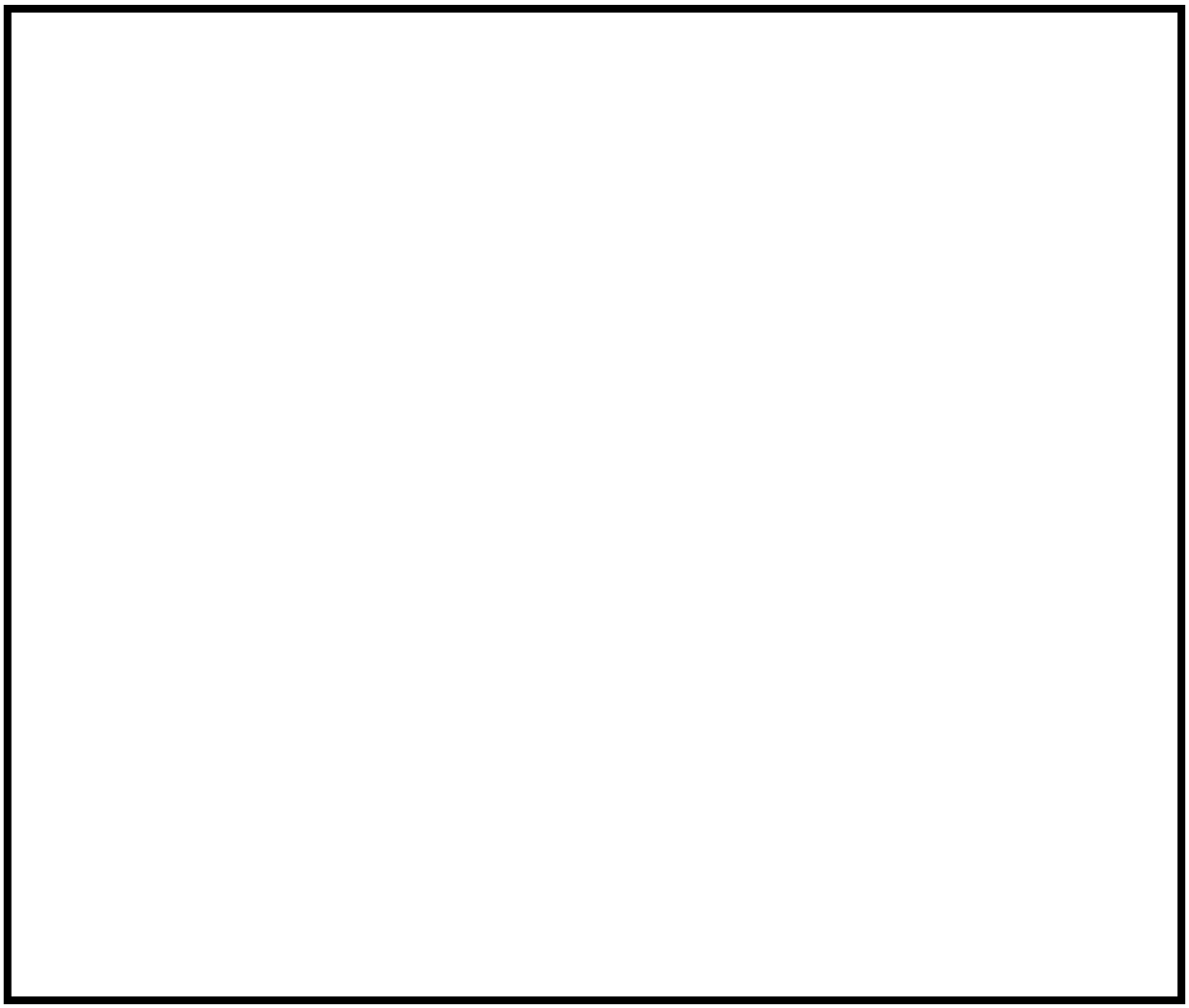
汚濁防止膜のフロート両端部に取り付けたロープを徐々に繰り出し，カーテン部のおもりを着底させ，汚濁防止膜を設置する。（⑤※）

Ⅷ

以降，同様の手順にて 2 重目の汚濁防止膜を設置する。（⑥※）

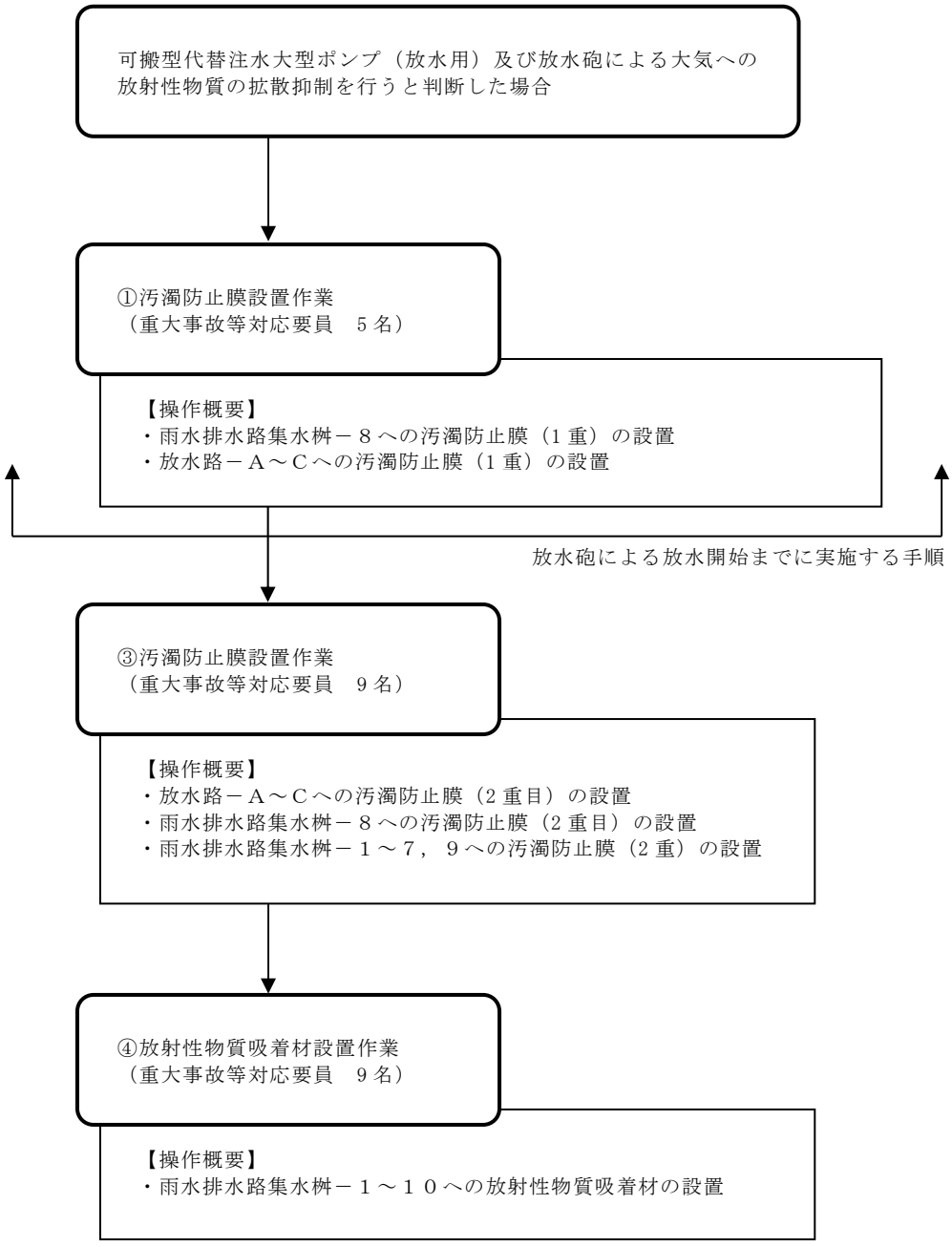
※　括弧内の丸数字は，本文記載の操作手順における番号を示す。

第 1.12－6 図　汚濁防止膜設置手順の概要図

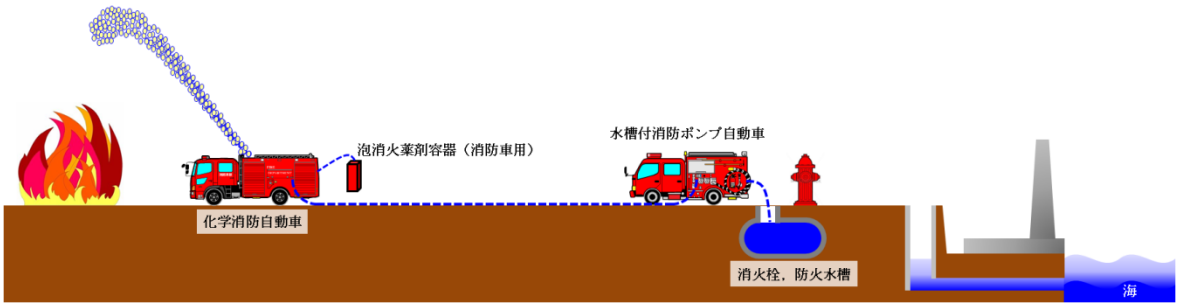


第 1.12－7 図　放射性物質吸着材の設置位置図

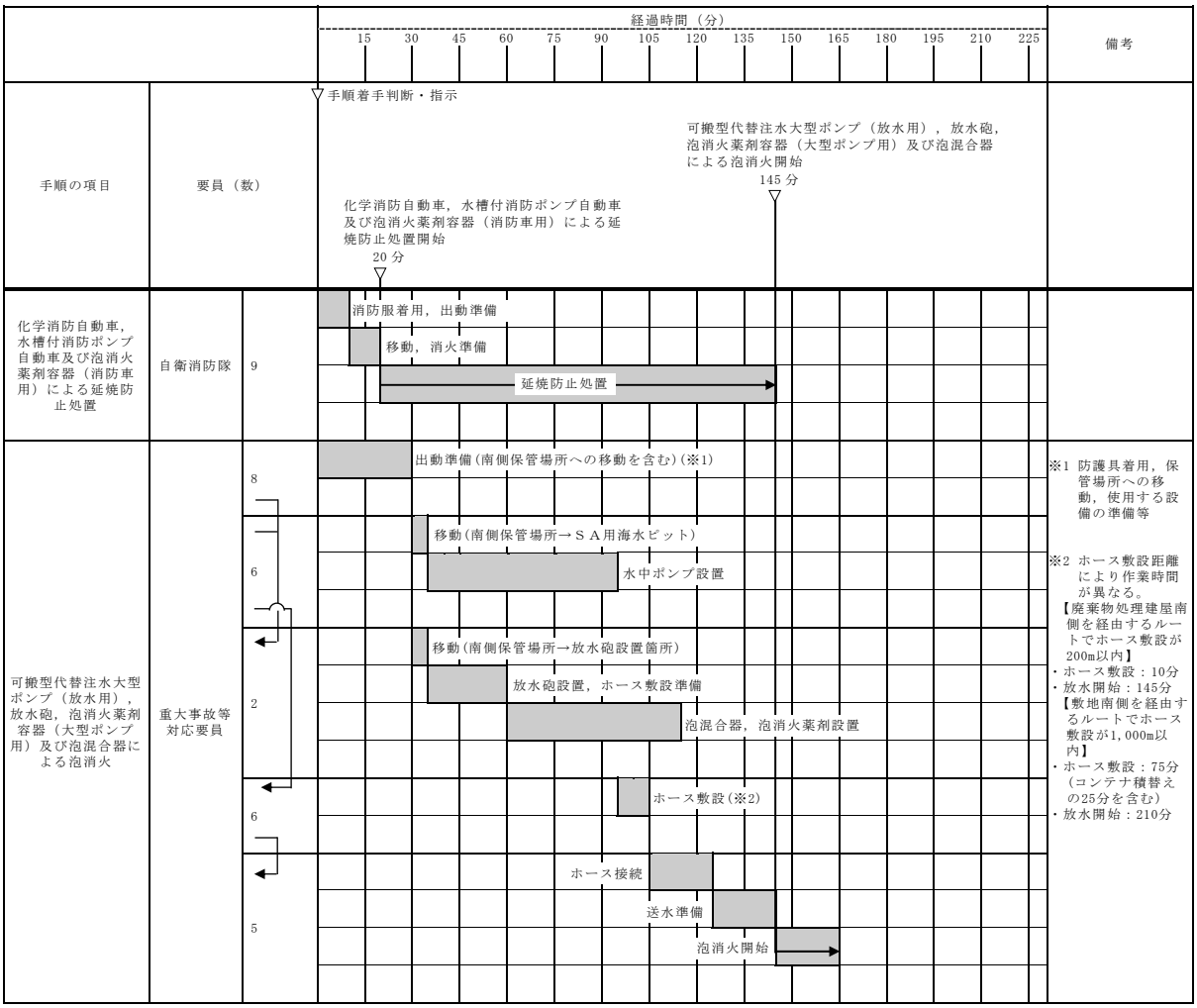
□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



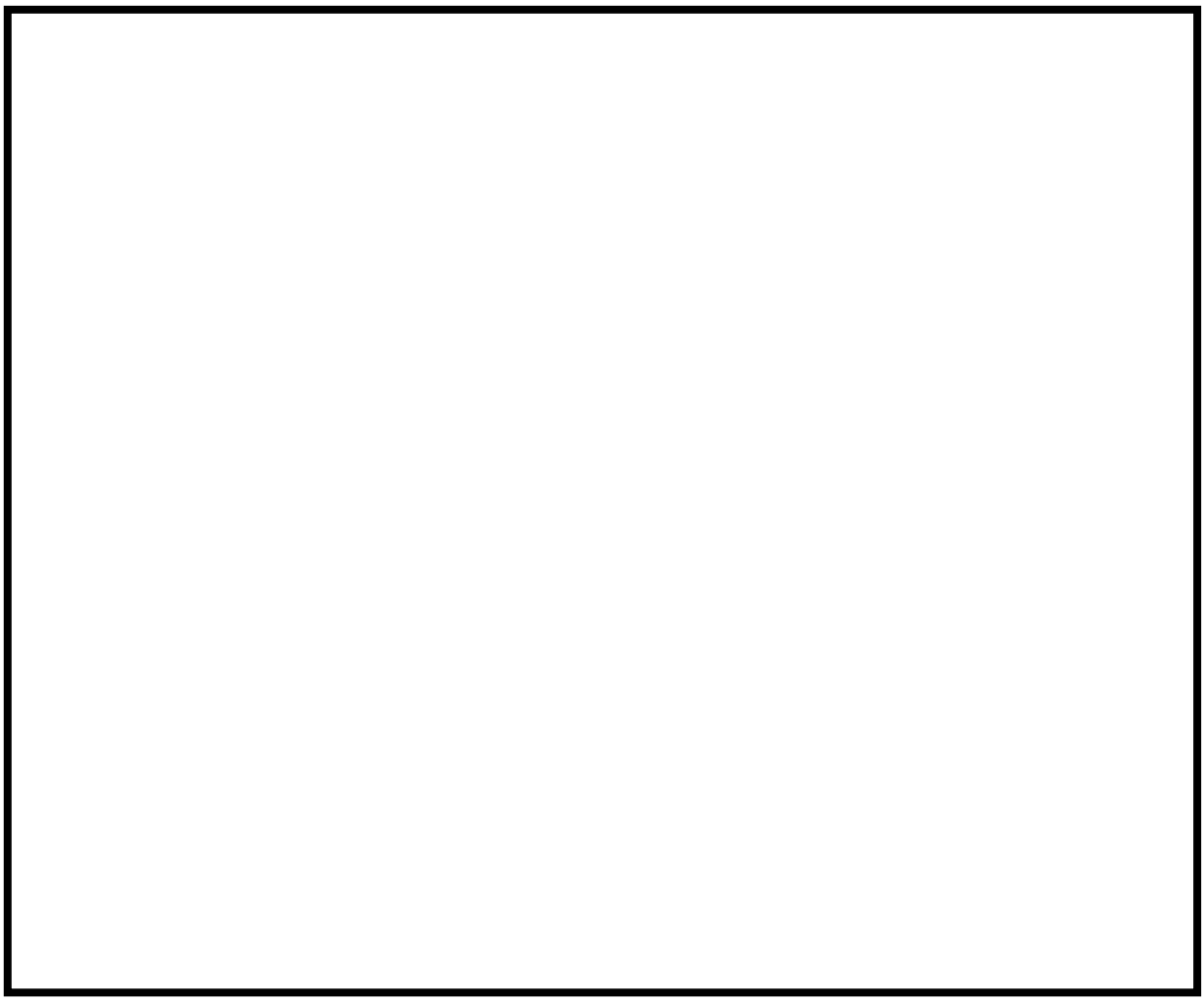
第 1.12－8 図　海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ



第1.12－9図　初期対応における延焼防止処置概要図

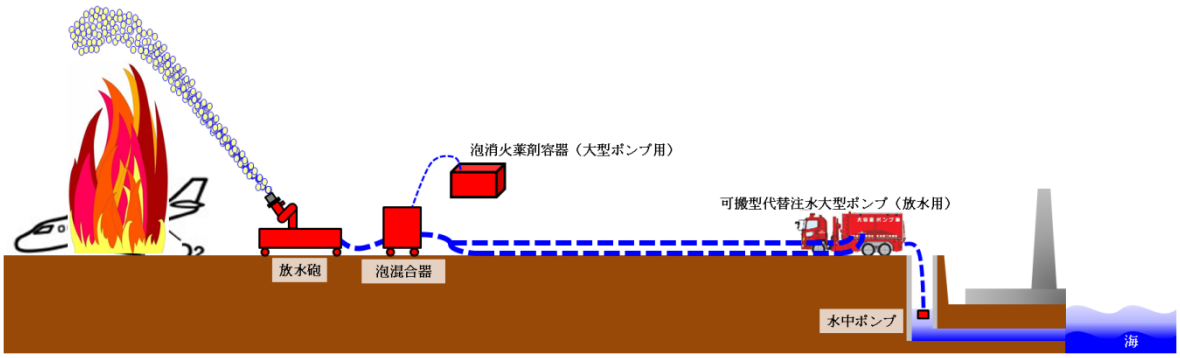


第1.12－10図　初期対応における延焼防止処置及び航空機燃料火災への泡消火タイムチャート



第1.12－11図　水利の配置図（初期対応における延焼防止処置）

□は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第1.12－12図　航空機燃料火災への泡消火概要図

第 1.12－13 図　航空機燃料火災への泡消火に関するホース敷設ルート図(例)

□は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

＜　目　次　＞

1.13.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．水源を利用した対応手段と設備

(a)　代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

(b)　サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

(c)　ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段と設備

(d)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

(e)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手段と設備

(f)　代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

(g)　淡水タンクを水源とした対応手段と設備

(h)　海を水源とした対応手段と設備

(i)　ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

(j)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．水源へ水を補給するための対応手段と設備

(a)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段と設備

(b)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手段と設備

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｃ．水源の切替え

(a)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

(b)　淡水から海水への切替え

(c)　外部水源から内部水源への切替え

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

d．手順等

1.13.2　重大事故等時の手順

1.13.2.1　水源を利用した対応手順

(1)　代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

a．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

b．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

c．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

d．代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

e．代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(2)　サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

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

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

c．サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

d．サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱

(3)　ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

a．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

b．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の

冷却

c．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

d．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

(4)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

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

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

c．復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

d．復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

(5)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手順

a．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）

b．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水

c．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却

d．西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

e．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水

f．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水

g．西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(6)　代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

a．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡

水／海水）

b．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

c．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

d．代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

e．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

f．代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

g．代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

a．淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b．淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

(8) 海を水源とした対応手順

a．海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水

c．海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

d．海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

e．海を水源とした原子炉ウェルへの注水

f．海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

g．海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保

h．海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

i．海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

j．海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

k．海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉

心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保
l．海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水
m．海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱
(9)　ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順
a．ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順
(1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順
a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）
(2)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順
a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）
1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順
(1)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
a．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え
b．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え
(2)　淡水から海水への切替え
a．代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え
b．西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え
(3)　外部水源から内部水源への切替え
a．外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え
1.13.2.4　その他の手順項目について考慮する手順
1.13.2.5　重大事故等時の対応手段の選択

(1)　水源を利用した対応手段

ａ．送水に利用する水源の優先順位

(2)　水源へ水を補給するための対応手段

ａ．補給に利用する水源の優先順位

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。

ｂ）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。

ｃ）海を水源として利用できること。

ｄ）各水源からの移送ルートが確保されていること。

ｅ）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

ｆ）水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は，サプレッション・チェンバである。重

大事故等時において，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な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。

1.13.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

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

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

設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は，その機能を代替するために，各水源が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる手段と重大事故等対処設備を選定する（第1.13－1図）。

また，原子炉圧力容器へのほう酸水注入，フィルタ装置スクラビング水補給，代替循環冷却系による除熱，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイが必要な場合の対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

なお，重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に高圧注水系による原子炉圧力容器への注水が出来た場合，冷温停止に向けて低圧注水系準備が出来次第，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，低圧注水系による原子炉圧力容器への注水に切り替える。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に高圧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，低圧注水系準備が出来次第，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，常設設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を行う。また，常設設備を使用した低圧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，可搬設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を行う。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，サプレッション・チェンバの故障を想定する。

設計基準事故の収束に必要な水源に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段と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並びにその対応に使用する重大事故等対処設備と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，自主対策設備及び整備する手順についての関係を第1.13－1表に整理する。

a．水源を利用した対応手段と設備

(a) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

重大事故等の収束に必要となる水源として代替淡水貯槽を利用する。

重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時にサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「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」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

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

・低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

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

・格納容器下部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器頂部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

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

・代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ）

なお，上記代替淡水貯槽を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を代替淡水貯槽へ供給することにより，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を補給することが可能である。

(b)　サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源としてサプレッション・チェンバを利用する。

重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時にサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を行う手段がある。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）を水源として利用できない場合は，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「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」，「1.6 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」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

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

・高圧代替注水系（常設高圧代替注水系ポンプ）

・原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）

・高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）

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

・残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）

・低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）

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

・残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）

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

・代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）

(c) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源としてろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを利用する。

重大事故等時において，代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「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」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

(d)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源として復水貯蔵タンクを利用す

る。

重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時にサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を行う手段がある。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器下部への注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「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」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

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

・原子炉隔離時冷却系ポンプ

・高圧炉心スプレイ系ポンプ

・逃がし安全弁（安全弁機能）

・制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水ポンプ）

・原子炉圧力容器

・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

・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ

・補給水系配管・弁

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系

・所内常設直流電源設備

・非常用交流電源設備

・燃料給油設備

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

・補給水系（復水移送ポンプ）

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

・補給水系（復水移送ポンプ）

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

・補給水系（復水移送ポンプ）

(e)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源として西側淡水貯水設備を利用する。

重大事故等時において，代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置スクラビング水補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「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」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

西側淡水貯水設備を水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・ホース・接続口

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

・燃料給油設備

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

・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・ホース・接続口

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

・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

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

・代替燃料プール注水系（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

なお，上記西側淡水貯水設備を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を西側淡水貯水設備へ供給することにより，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を補給することが可能である。

ただし，フィルタ装置へのスクラビング水の補給は西側淡水貯水設備を水源とした淡水のみを原則利用する。

(f) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

重大事故等の収束に必要となる水源として代替淡水貯槽を利用する。

重大事故等時において，代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合），サプレッション・チェンバ及び西側淡水貯水設備

を水源として利用できない場合は，代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置スクラビング水補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「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」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

代替淡水貯槽を水源とした各接続口までの送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

・ホース・接続口

・低圧代替注水系配管・弁

・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

・燃料給油設備

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

・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備

は以下のとおり。

・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給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

・ホース・接続口

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

・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

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

・代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

なお，上記代替淡水貯槽を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を代替淡水貯槽へ供給することにより，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を補給することが可能である。

ただし，フィルタ装置へのスクラビング水の補給は代替淡水貯槽を水源とした淡水のみを原則利用する。

(g)　淡水タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源として淡水タンク※2を利用する。

※2　淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

重大事故等時において，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，淡水タンクを水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いたフィルタ装置へのスクラビング水の補給を行う手段がある。

これら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」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・多目的タンク配管・弁

・ホース・接続口

・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

・燃料給油設備

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・ホース・接続口

(h)　海を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源として海を利用する。

重大事故等時において，代替淡水貯槽，サプレッション・チェンバ及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，海を水源として海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

また，重大事故等時において，海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保，最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送，大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「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」，「1.8 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」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」，「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

海を水源とした各接続口までの送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

・非常用取水設備

・ホース・接続口

・低圧代替注水系配管・弁

・燃料給油設備

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

・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

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

・代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接

続口等）

海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系海水系（残留熱除去系海水系ポンプ）

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

・緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）

・代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・放水砲

・ホース

・燃料給油設備

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

・放水砲

・ホース

・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）

・泡混合器

・燃料給油設備

海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保で使用す

る設備は以下のとおり。

・２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）

・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）

海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水で使用する設備は以下のとおり。

・代替２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

・代替２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

・代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

・代替燃料プール冷却系（代替燃料プール冷却系ポンプ）

(i)　ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源としてほう酸水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子

炉を未臨界にするための手順等」，「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」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

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

・ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）

(j) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記(a)～(h)で述べた水源のうち，代替淡水貯槽，サプレッション・チェンバ，西側淡水貯水設備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付ける。

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

これらの機能喪失原因対策分析の結果から選定した設備は，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。

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保することができる。

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

・ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

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

・復水貯蔵タンク

水を送水する設備である補給水系を含め耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

・補給水系配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

なお，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生している場合は，消火系の水源である多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク及び原水タンクは使用できない。

・多目的タンク配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

b．水源へ水を補給するための対応手段と設備

(a)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために代替淡水貯槽を使用する場合は，西側淡水貯水設備から可搬型代替注水中型ポンプにより，淡水を補給する手段と淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，淡水を補給する手段がある。また，水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても，海水取水箇所（S

Ａ用海水ピット）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，海水を補給する手段がある。

ⅰ） 可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（西側淡水貯水設備を水源とした場合）

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・ホース

・代替淡水貯槽

・燃料給油設備

ⅱ） 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水タンクを水源とした場合）

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・多目的タンク

・ろ過水貯蔵タンク

・原水タンク

・純水貯蔵タンク

・多目的タンク配管・弁

・ホース

・代替淡水貯槽

・燃料給油設備

ⅲ） 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（海を水源とした場合）

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・非常用取水設備

・ホース

・代替淡水貯槽

・燃料給油設備

(b) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために西側淡水貯水設備を使用する場合は，代替淡水貯槽又は淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）から可搬型代替注水大型ポンプにより，淡水を補給する手段がある。また，水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより，海水を補給する手段がある。

ⅰ） 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（代替淡水貯槽を水源とした場合）

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

・ホース

・西側淡水貯水設備

・燃料給油設備

ⅱ） 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

（淡水タンクを水源とした場合）

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・多目的タンク

・ろ過水貯蔵タンク

・原水タンク

・純水貯蔵タンク

・多目的タンク配管・弁

・ホース

・西側淡水貯水設備

・燃料給油設備

ⅲ） 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

（海を水源とした場合）

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・非常用取水設備

・ホース

・西側淡水貯水設備

・燃料給油設備

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水中型ポンプ，西側淡水貯水設備，ホース，代替淡水貯槽及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，非常用取水設備，ホース，代替淡水貯槽及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽，ホース，西側淡水貯水設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，非常用取水設備，ホース，西側淡水貯水設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保することができる。

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

・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震性は確保されておらず，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給又は代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給ができない場合において，淡水タンクの水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

・多目的タンク配管・弁

耐震性は確保されていないが，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給又は代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給ができない場合において，淡水タンクの水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

ｃ．水源の切替え

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

(a)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

重大事故等対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の第一水源は，サプレッション・チェンバであり，サプレッション・チェンバを優先して使用するが，サプレッション・プール水枯渇，サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水温上昇等により使用できない場合において，復水貯蔵タンク（自主対策設備）の水位計が健全であり，水位が確保されている場合は，水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替える。

なお，水源の切替えは，運転中の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心

スプレイ系を停止することなく水源を切り替えることが可能である。

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

・復水貯蔵タンク

・サプレッション・チェンバ

・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ

・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ

・補給水系配管・弁

・所内常設直流電源設備

・非常用交流電源設備

・燃料給油設備

(b)　淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備の枯渇等により，淡水の供給が継続できない場合は，海水の供給に切り替える。

代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備から重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は，水の供給が中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。

代替淡水貯槽へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

・西側淡水貯水設備

・多目的タンク

・ろ過水貯蔵タンク

・原水タンク

・純水貯蔵タンク

・可搬型代替注水中型ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

・非常用取水設備

・多目的タンク配管・弁

・ホース

・燃料給油設備

西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

・代替淡水貯槽

・多目的タンク

・ろ過水貯蔵タンク

・原水タンク

・純水貯蔵タンク

・可搬型代替注水大型ポンプ

・西側淡水貯水設備

・非常用取水設備

・多目的タンク配管・弁

・ホース

・燃料給油設備

(c) 外部水源から内部水源への切替え

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）で想定される事故の収束に必要な対応には，外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への供給に切り替えて，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段があ

る。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備は以下のとおり。

・代替淡水貯槽

・サプレッション・チェンバ

・低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

・代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備のうち，サプレッション・チェンバ，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ，所内常設直流電源設備，非常用交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替淡水貯槽へ補給する水源の切替えで使用する設備のうち，西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽，非常用取水設備，ホース及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替えで使用する設備のうち，代替淡水貯槽，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，非常用取水設備，ホース及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備のうち，代替淡水貯槽，サプレッション・チェンバ，低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設

低圧代替注水系ポンプ）及び代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保することができる。

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

・復水貯蔵タンク

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

・補給水系配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震性は確保されておらず，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給又は代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給ができない場合において，淡水タンクの水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

・多目的タンク配管・弁

耐震性は確保されていないが，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給又は代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給が

できない場合において，淡水タンクの水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

ｄ．手順等

上記「ａ．水源を利用した対応手段と設備」，「ｂ．水源へ水を補給するための対応手段と設備」及び「ｃ．水源の切替え」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※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Ⅱ（停止時徴候ベース）」，「ＡＭ設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.13－1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.13－2表，第1.13－3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。

1.13.2　重大事故等時の手順

1.13.2.1　水源を利用した対応手順

(1)　代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

重大事故等時，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子

炉圧力容器への注水手段としては，低圧代替注水系（常設）がある。

なお，低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は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) 低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備が機能喪失した場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は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場合に，低圧代替注水系（常設）を起動し，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

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

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

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(a)】

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

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子

炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，80m^3／h）が確保され，更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(a)】

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

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場

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：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

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

ⅲ） 操作の成立性

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

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内で可能である。

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

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施

した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内で可能である。

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

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内で可能である。

b．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）がある。

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中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉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）による原子炉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）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できない場合は，代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイ流量の調整又はスプレイの起動／停止を行う。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの判断基準（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1) a．(a)】

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

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場

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：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(a)】

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)ａ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1)ａ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで11分以内で可能である。

ｃ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（常設）がある。

なお，格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は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。

(a) 格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，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，水位確保操作を実施する。

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）への注水を継続する。その際の注水量は，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，崩壊熱による蒸発量相当とする。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合※2

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

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

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相

当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

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

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ａ． 格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水」にて整備する。

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）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，17 分以内で可能である。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，1 分以内で可能である。

d．代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（常設）がある。

なお，格納容器頂部注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉ウェルへの注水手段は，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.10.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については，「1.10.2.1(1)ａ． 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水開始まで 6 分以内で可能である。

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

ｅ．代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系があ

る。

なお，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段は，常設低圧代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置，可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから，作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。なお，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

【1.11.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ａ． 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始まで15分以内で可能である。

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

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料

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

なお，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから，作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。また，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

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

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668mmを下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ａ．　常設低圧代

替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始まで15分以内で可能である。

(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

重大事故等時，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手順を整備する。

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

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系がある。

(a) 高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

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

【1.2.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）手順については，「1.2.2.1(1)ａ． 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて操作を実施した場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

(b) 高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合で，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合

【1.2.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）手順については，「1.2.2.1(1)ｂ．　現場手動操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び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）4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで58分以内で可能である。

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

(c)　原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合，又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系での

原子炉圧力容器への注水ができない場合において，中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合，又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合

【1.2.2.2(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）手順については，「1.2.2.2(1)ａ． 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び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）8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで125分以内，重大事故等対応要員による排水処理開始まで300分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具（自給式呼吸用保護具及び耐熱服），照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし，その後速やかに退室する手順とする。したがって，原子炉隔離時冷却系タービングランド部からの蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており，防護具（自給式呼吸用保護具及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。

(d)　原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

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

ⅰ）　手順着手の判断基準

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

【1.2.2.4(1)】

ⅱ）　操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順（中央制御室操作）については，「1.2.2.4(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから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3分以内で可能である。

(e)　高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル２）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し，サプレッ

ション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

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

【1.2.2.4(2)】

ⅱ） 操作手順

高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については，「1.2.2.4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内で可能である。

(f) 高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（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）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により高圧代替注水系の電源を確保し，原子炉圧力容器へ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，高圧代替注水系が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：原子炉圧力指示値が0.69MPa［gage］以上ある場合において，設備に異常がなく，電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｆ．】

ⅱ） 操作手順

高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（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）手順については，「1.8.2.2(1)ｆ．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて操作を実施した場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

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

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水

源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系がある。

(a)　残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

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

また，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧し，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで，残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

（ⅰ）　残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

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

【1.4.2.3(1)】

（ⅱ）　残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置

により緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M／C」という。）が受電され，緊急用M／CからM／C ２C又はM／C ２Dの受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能な状態※1に復旧された場合

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

【1.4.2.1(2) a．(a)】

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.3(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水」，残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(2) a．(a) 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内で可能である。

（ⅱ） 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水

系）による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(b)　低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル１）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで，低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

（ⅰ）　低圧炉心スプレイ系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

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

【1.4.2.3(2)】

（ⅱ）　低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用Ｍ／Ｃが受電され，緊急用Ｍ／ＣからＭ／Ｃ　２Ｃの受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水系）が復旧でき

ず，低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態※1に復旧された場合

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

【1.4.2.1(2) a．(b)】

ⅱ） 操作手順

低圧炉心スプレイ系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.3(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」，低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(2) a．(b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

c．サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

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

(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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）を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

また，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へ

のスプレイができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源を復旧し，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

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

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※1

※1：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.3(1)】

（ⅱ） 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用Ｍ／Ｃを受電した後，緊急用Ｍ／ＣからＭ／Ｃ２Ｃ又はＭ／Ｃ２ Ｄの受電が完了し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態※1に復旧された場合で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

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

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(2) a．(a)】

（ⅲ） 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態※2に復旧された場合で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到

達」とは，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(2)ａ．(a)】

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱手順については，「1.6.2.3(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ」，残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）手順については，「1.6.2.1(2)ａ．(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」，残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）手順については，「1.6.2.2(2)ａ．(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，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（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能である。

（ⅱ） 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能である。

（ⅲ） 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱

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残留熱除去系を起動し，サプレッション・プールの除熱を実施する。

また，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により，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・プールの除熱ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源を復旧し，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系より冷却水を確保することで，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）にてサプレッション・プールの除熱を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プールの除熱

下記のいずれかの状態に該当した場合

・逃がし安全弁開固着

・サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上

・サプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上

【1.6.2.3(2)】

（ⅱ） 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱

（炉心損傷前）

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用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，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用可能な状態※1に復旧された場合

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

【1.6.2.1(2) a．(b)】

（ⅲ） 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱

（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用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，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用可能な状態※2に復旧された場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態

【1.6.2.2(2) a．(b)】

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プールの除熱手順については，「1.6.2.3(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・プールの除熱」，残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱手順については，「1.6.2.1(2) a．(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱」及び「1.6.2.2(2) a．(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プールの除熱

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，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・プールの除熱開始まで2分以内で可能である。

（ⅱ） 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱（炉心損傷前）

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）Ａ系によるサプレッション・プールの除熱開始まで2分以内で可能である。

（ⅲ） 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱（炉心損傷後）

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し，作業開始を判断してから残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）Ａ系によるサプレッション・プールの除熱開始

まで2分以内で可能である。

d．サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段としては，代替循環冷却系がある。

(a)　代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合には，代替循環冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，代替循環冷却系が使用可能な場合※1

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

【1.4.2.1(1)ａ．(c)】

ⅱ）　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については，「1.4.2.1(1)ａ．(c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，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 分以内で可能である。

(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合，格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，代替循環冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設）が使用できず，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：代替循環冷却系により原子炉格納容器内へのスプレイに必要な流量（150m^3／h）を確保し，さらに原子炉圧力容器への注水量（100m^3／h）が確保できる場合

ⅱ） 操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却手順については，「1.4.2.1(3) a．(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから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分以内で可能である。

(c) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系の復旧に見込みがなく※2原子炉格納容器内の減圧及び除熱が困難な状況で，以下の条件が全て成立した場合

・代替循環冷却系が使用可能※3であること。
・残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系のいずれかにより冷却水供給が可能であること。
・原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%以下であること。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に故障が発生した場合，又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合

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

【1.7.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

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

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで41分以内で可能である。

なお，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内※1

※1：代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの現場操作は，重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合の所要時間を示す。

(d) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（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）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により代替循環冷却系の電源を確保し，原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1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ず，代替循環冷却系が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｃ．】

ⅱ） 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（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）手順については，「1.8.2.2(1)ｃ． 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，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 分以内で可能である。

(3) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は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場合に，消火系を起動し，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

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

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容

器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，消火系が使用可能な場合※1。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

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

【1.4.2.1(1)ａ．(d)】

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系が使用できず，消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，80m^3／h）が確保され，更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保でき

る場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3) a．(c)】

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

炉心損傷を判断した場合※1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ず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

【1.8.2.2(1) d．】

ii） 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1) a．(d) 消火系による原子炉圧力容器への注水」，残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3) a．(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又

は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)ｄ．　消火系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

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

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内で可能である。

なお，原子炉圧力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。

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

（ⅱ）　残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内で可能である。

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

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

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内で可能である。

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

b．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，消火系がある。

(a) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は，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原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイの起動／停止を行う。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ

ができず，消火系が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

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

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(b)】

（ⅱ） 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

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

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1) a．(b)】

ⅱ） 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1) a．(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1) a．(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで58分以内で可能である。

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

c．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，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，原子炉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，水位確保操作を実施する。

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）に注水を継続する。その際は，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。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，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）への注水ができず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

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

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処

するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

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

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｃ．】

ⅱ） 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｃ．　消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水」にて整備する。

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）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，54分以内で可能である。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，1分以内で可能である。

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

d．ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては，消火系がある。

(a) 消火系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源としてディーゼル駆動消火ポンプにより消防用ホース又は残留熱除去系Ｂ系ラインを経由して使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合※1。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

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

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合※2。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスができない場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見

込めない場合

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

【1.11.2.1(1)ｄ．】

ⅱ） 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｄ． 消火系による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プール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。

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

上記の操作は，運転員等（当直運転員）4名及び重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合，60分以内で可能である。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合，105分以内で可能である。

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

(4) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器下部への注水を行う手順を整

備する。

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

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系及び制御棒駆動水圧系がある。

(a)　原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時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原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，サプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合

ⅱ）　操作手順

復水貯蔵タンクを水源とした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 1.13－2 図に，タイムチャートを第 1.13－3 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの手動起動を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開とする。

③運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開となったことを確認後，原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉とする。運転員等は，中央制御室にて，手動起動操作により，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁，原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し，原子炉隔離時冷却系ポンプが起動したことを確認した後，発電長に報告する。

④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原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇で確認し，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように，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タービン回転数の調整により原子炉隔離時冷却系系統流量を調整することで，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから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6分以内で可能である。

(b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は，中央制御室からの手動操作に

より高圧炉心スプレイ系を起動し，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，サプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合

ⅱ） 操作手順

復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－4 図に，タイムチャートを第 1.13－5 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）を開とする。

③運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）が開となったことを確認後，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）を閉とする。

④運転員等は，中央制御室にて，手動起動操作により高圧炉心スプレイ系ポンプが起動し，高圧炉心スプレイ系注入弁が開となったことを確認した後，発電長に報告する。

⑤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高圧炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇で確認

し，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように，指示する。

⑦運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系注入弁の開閉操作により高圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内で可能である。

(c) 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合は，原子炉補機冷却系により冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

ｉ） 手順着手の判断基準

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

【1.2.2.3(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については，「1.2.2.3(1)ｂ． 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで4分以内で可能である。

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

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，補給水系がある。

(a) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は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場合に，補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

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

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子

炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，補給水系が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(e)】

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための補給水系による原子炉圧力容器への注水

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

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，80m^3／h）が確保され，さらに補給水系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(d)】

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

炉心損傷を判断した場合※1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ず，補給水系が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｅ．】

ⅱ） 操作手順

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

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系（常

設）の注水機能喪失時の補給水系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。

なお，原子炉圧力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。

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

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための補給水系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。

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

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

上記の操作は，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 4 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで 110 分以内で可能である。

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

c．復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，補給水系がある。

(a) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイの起動／停止を行う。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において，補給水系が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達し

た場合※2

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(c)】

（ⅱ） 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず，補給水系が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到

達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(c)】

ⅱ） 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)ａ．(c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1)ａ．(c) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，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4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで111分以内で可能である。

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

ｄ．復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，補給水系がある。

(a) 補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，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，原子炉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，水位確保操作を実施する。

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。その際は，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。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，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）への注水ができず，補給水系が使用可能な場合※2

【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】

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，補給水系が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

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

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｄ．】

ⅱ） 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｄ． 補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水」にて整備する。

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）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，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 4 名にて作業を実施した場合，108 分以内で可能である。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合，1 分以内で可能である。

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

(5) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順

重大事故等時，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置スクラビング水補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

なお，注水等に利用する代替淡水源は，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備があるが，常設設備による注水等に利用する水源は，代替淡水貯槽であり，可搬設備による注水等に優先して利用する水源は，西側淡水貯水設備である。

ａ．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水中型ポンプによる各種注水を行う。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水中型ポンプによる補給を行う。

本手順では災害対策本部による水源特定，可搬型代替注水中型ポンプの配置，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプによる送水までの手順を整備し，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，「1.13.2.1(5)ｂ．～1.13.2.1(5)ｇ．」に示す。）

可搬型代替注水中型ポンプの水源は，西側淡水貯水設備（淡水）を優先して使用する。淡水による各種注水が枯渇等により継続できない場合は海水による各種注水に切り替えるが，西側淡水貯水設備を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより，各種注水を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

ただし，フィルタ装置スクラビング水補給は原則淡水補給のみとする。なお，西側淡水貯水設備への淡水補給及び海水補給は，「1.13.2.2(2)ａ．　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源特定，可搬型代替注水中型ポンプ配置，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までの距離によりホース数量が決まる。

なお，水源と高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は，高所東側接続口又は高所西側接続口を優先する。高所東側接続口又は高所西側接続口が使用できない場合は，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，西側淡水貯水設備の蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる高所西側接続口を優先して使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，西側淡水貯水設備の蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，原子炉建屋西側接続口の蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

(a)　手順着手の判断基準

代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合），サプレッション・チェンバ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が通常水位を下回

ると判断した場合

(b)　操作手順

可搬型代替注水中型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－6図に，タイムチャートを第1.13－7図に，ホース敷設図を第1.13－17図及び第1.13－20図に示す。

【可搬型代替注水中型ポンプ2台による高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水を行う場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水中型ポンプによる各種注水を行うことを決定し，各種注水のための高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の場所を決定する。

③災害対策本部長代理は，発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。

④災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備を水源とした送水準備のため，接続口の場所を指示する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ2台を西側淡水貯水設備に配置し，西側淡水貯水設備の蓋を開放後，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット1台目を西側淡水貯水設備へ設置する。

⑥重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット1台目の吐出側ホースを可搬型代替注水中型ポンプ

付属の水中ポンプユニット 2 台目の吸込口に接続する。

⑦重大事故等対応要員は，西側淡水貯水設備から指示された接続口までのホース敷設を行う。

⑧$_{a}$高所東側接続口，高所西側接続口又は原子炉建屋東側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑧$_{b}$原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し，接続口へホースの接続を行う。

⑨発電長は，災害対策本部長代理に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑩重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑪災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑫災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始を指示する。

⑬重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水中型ポンプ 1 台目を起動し，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット 2 台目吸込口までのホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑭重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ 2 台目を起動し，接続口までのホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑮重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑯災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑰重大事故等対応要員は，注水中はホースの結合金具付きの可搬型圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水中型ポンプの回転数を操作する。

【可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプよる西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水準備を指示する。

③重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプを西側淡水貯水設備に配置し，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニットを西側淡水貯水設備へ設置する。

④重大事故等対応要員は，西側淡水貯水設備から接続口までのホースを敷設，フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。

⑤重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑥発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。

⑦重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑨災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水中型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑫災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始まで，高所東側接続口に接続した場合において 150 分以内，高所西側接続口に接続した場合において 140 分以内，原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 320 分以内，原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 205 分以内，フィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した場合において 175 分以内で可能である。

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

構内のアクセスルートの状況を考慮して西側淡水貯水設備から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

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

なお，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。

b．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水

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

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は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場合に，低圧代替注水系（可搬型）を起動し，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(b)】

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

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

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，30m^3／h～80m^3／h）が確保され，更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(e)】

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

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への

注水ができず，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)ａ．(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」，残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)ｂ． 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，140 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，320 分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，165 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，165 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，320 分以内で可能である。

（「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，「1.8.2.2(1)ｂ．　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の

結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

ｃ．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）がある。

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイ流量の調整又はスプレイの起動／停止を行う。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により可搬型代替注水中型ポンプの接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

ⅰ）　手順着手の判断基準

（ⅰ）　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納

容器内へのスプレイができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(d)】

（ⅱ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（西側淡水貯

水設備）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(d)】

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，

「1.6.2.1(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び

「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

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）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対

応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，320 分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

（「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

ｄ．西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては，可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a) 可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機

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

フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2,530mm を下回り，下限水位である 1,325mm に到達する前に，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合

【1.5.2.1(1) a．(b)】

【1.5.2.1(2) a．(b)】

【1.7.2.1(1) b．(c)】

【1.7.2.1(2) a．(c)】

ⅱ） 操作手順

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については，「1.5.2.1(1) a．(b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) b．(c) フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】

・上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は，フィルタ

装置スクラビング水が格納容器ベント開始後7日間は補給操作が不要となる水量を保有していることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているとともに，格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中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。

ｅ．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため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，水位確保操作を実施する。

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）への注水を継続する。その際は，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。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を任意に選択できる構成としている。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

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

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の

水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が 300℃到達により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｂ． 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

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。

【高所西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，140 分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確

保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，320 分以内で可能である。

【高所西側接続口，高所東側接続口，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，20 分以内で可能である。

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

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び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。

ｆ．西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a)　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，西側淡水貯水設備を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，燃料及び水源（西側淡水貯水設備）が確保されている場合

【1.10.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については，「1.10.2.1(1)ｂ． 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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。

【高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，150分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，205分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

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

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

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

ｇ．西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，西側淡水貯水設備を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水中型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水及び消火系による使用済燃料プールへの注水ができない場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

【1.11.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内で可能である。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，140 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(b) 代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防

止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

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

【高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，140 分以内で可能であ

る。

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，150 分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，205 分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，320 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(6) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

重大事故等時，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置スクラビング水補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

ａ．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行う。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水大型ポンプによる補給を行う。

本手順では，災害対策本部による水源特定，可搬型代替注水大型ポンプの配置，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，「1.13.2.1(6)ｂ．～1.13.2.1(6)ｇ．」に示す。）

可搬設備による注水等に使用する水源は，西側淡水貯水設備（淡水）を優先して使用するが，西側淡水貯水設備を水源として使用できない場合は，代替淡水貯槽（淡水）を使用する。淡水による各種注水が枯渇等により継続できない場合は海水による各種注水に切り替えるが，代替淡水貯槽を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより，各種注水を

継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

ただし，フィルタ装置スクラビング水補給は原則淡水補給のみとする。なお，代替淡水貯槽への淡水補給及び海水の補給は，「1.13.2.2(1)ａ．　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源特定，可搬型代替注水大型ポンプの配置，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までの距離及び選択する接続口（送水能力）によりホース数量が決まる。

なお，水源と原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を優先する。原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口が使用できない場合は，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，代替淡水貯槽の蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，原子炉建屋西側接続口の蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時

間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，代替淡水貯槽の蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる高所西側接続口を優先して使用する。

(a)　手順着手の判断基準

代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合），サプレッション・チェンバ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，復水貯蔵タンク及び西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が通常水位を下回ると判断した場合

(b)　操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－6 図に，タイムチャートを第 1.13－7 図に，ホース敷設図を第 1.13－18 図及び第 1.13－21 図に示す。

【可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水を行う場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，プラントの被災状況に応じて可搬型代替

注水大型ポンプによる各種注水を行うことを決定し，各種注水のための原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の場所を決定する。

③災害対策本部長代理は，発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。

④災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽を水源とした送水準備のため，接続口の場所を指示する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し，代替淡水貯槽の蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。

⑥重大事故等対応要員は，代替淡水貯槽から指示された接続口までのホース敷設を行う。

⑦$_{a}$原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑦$_{b}$原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し，接続口へホースの接続を行う。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑪災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑬重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑮重大事故等対応要員は，注水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

【可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプよる代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水準備を指示する。

③重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し，代替淡水貯槽の蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。

④重大事故等対応要員は，代替淡水貯槽から接続口までのホースを敷設し，フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。

⑤重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑥発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。

⑦重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑨災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑫災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで，原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 535 分以内，原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 170 分以内，高所東側接続口に接続した場合において 215 分以内，高所西側接続口に接続した場合において 175 分以内，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口に接続した場合において 180 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水大型ポンプからのホー

スの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して代替淡水貯槽から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

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

なお，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。

ｂ．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

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

(a)　低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は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場合に，低圧代替注水系（可搬型）を起動し，代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

（ⅰ）　給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系に

よる原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.4.2.1(1) a．(b)】

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

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

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，30m^3／h～80m^3／h）が確保され，更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3) a．(e)】

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

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)ａ．(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」，残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)ｂ． 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧

力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能であ

る。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

（「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，「1.8.2.2(1)ｂ． 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉

心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

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

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

ｃ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイ流量の調整又はスプレイの起動／停止を行う。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により可搬型代替注水大型ポンプの接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成と

している。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(d)】

（ⅱ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプ

レッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.2(1)ａ．(d)】

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

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）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対

応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，195 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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名にて作業を実施した場合，195分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

（「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

ｄ．代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段とし

ては，可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a)　可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

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

フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2,530mm を下回り，下限水位である 1,325mm に到達する前に，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合

【1.5.2.1(1) a．(b)】

【1.5.2.1(2) a．(b)】

【1.7.2.1(1) b．(c)】

【1.7.2.1(2) a．(c)】

ⅱ）　操作手順

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については，「1.5.2.1(1) a．(b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) b．(c) フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】

・上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，180 分以内で可能である。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は，フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 7 日間は補給操作が不要となる水量を保有していることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているとともに，格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する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。

ｅ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため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，水位確保操作を実施する。

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）への注水を継続する。その際は，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。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を任意に選択できる構成としている。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

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

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

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

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｂ．格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

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。

【原子炉建屋西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対

応要員8名にて作業を実施した場合，170分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，175分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，20分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器下部注水系（可搬型）と

して使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び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。

ｆ．代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a)　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

ｉ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保

されている場合

【1.10.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については，「1.10.2.1(1)ｂ． 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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。

【原子炉建屋西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，170分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，175分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対

応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内で可能である。

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

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

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

ｇ．代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水す

る。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水及び消火系による使用済燃料プールへの注水ができない場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

【1.11.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

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

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対

応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び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，535 分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び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，175 分以内で可能である。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対

応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び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，215 分以内で可能である。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(b) 代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を優先して使用するが，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）の機能が喪失

した場合は，代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

【1.11.2.1(1)ｃ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｃ． 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの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。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，435分以内で可能であ

る。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(c) 代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合

・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

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

【原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，535 分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，175 分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，215 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(d) 代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設スプレイヘッダを優先して使

用するが，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ｃ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｃ． 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

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

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，435 分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(7)　淡水タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給を行う手順を整備する。なお，フィルタ装置スクラビング水補給に使用する淡水タンクは，通常連絡弁を開としている多目的タンク及びろ過水貯蔵タンクを優先し，水位を監視しながら原水タンク及び純水貯蔵タンクの連絡弁を開とする。

ａ．淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる補給を行う。

本手順では，災害対策本部による水源の確保として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口から補給が必要な箇所までの操作手順については，各条文にて整備する。（手順のリンク先については，「1.13.2.1(7)ｂ．」に示す。）

(a)　手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の水位が通常水位を下回ると判断した場合

(b)　操作手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－6図に，タイムチャートを第1.13－7図に，ホース敷設図は第1.13－22図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水準備を指示する。

③重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁

の予備ノズルと可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。

④重大事故等対応要員は，淡水タンクから接続口までのホースを敷設し，フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。

⑤重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑥発電長は，災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。

⑦重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑧災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑨災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑩重大事故等対応要員は，多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開とし，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑫災害対策本部長代理は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，

作業開始を判断してから淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口に接続した場合において165分以内で可能である。

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

構内のアクセスルートの状況を考慮して淡水タンクから送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

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

なお，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。

ｂ．淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a)　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

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

フィルタ装置の水位が待機時水位下限である2,530mmを下回り，下

限水位である 1,325mm に到達する前に，淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合

【1.5.2.1(1) a．(b)】

【1.5.2.1(2) a．(b)】

【1.7.2.1(1) b．(c)】

【1.7.2.1(2) a．(c)】

ⅱ） 操作手順

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については，「1.5.2.1(1) a．(b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) b．(c) フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】

・上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，165 分以内で可能である。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は，フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 7 日間は補給操作が不要となる水量を保有していることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているとともに，格納容器圧力逃

がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び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。

(8)　海を水源とした対応手順

重大事故等時，海を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

重大事故等時，海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保，最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送，大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を行う手順を整備する。

ａ．海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行う。

本手順では災害対策本部による水源の確保として可搬型代替注水大型

ポンプの配置，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，「1.13.2.1(8)ｂ．～1.13.2.1(8)ｆ．」に示す。）

水源の確保，可搬型代替注水大型ポンプの配置，原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口までの距離及び選択する接続口（送水能力）によりホース数量が決まる。

なお，水源と原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，送水能力がある原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を優先する。原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口が使用できない場合は，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，ＳＡ用海水ピットの蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，原子炉建屋西側接続口の蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。海を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は，各作業時間（出動準備，移動，ＳＡ用海水ピットの蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。海を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる高所東側接続口を優先して使用する。

(a)　手順着手の判断基準

代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合），サプレッション・チェンバ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，復水貯蔵タンク，西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合

(b)　操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－6図に，タイムチャートを第1.13－7図に，ホース敷設図を第1.13－19図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は，プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行うことを決定し，各種注水のための原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の場所を決定する。

③災害対策本部長代理は，発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。

④災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる海を水源とした送水のため接続口の場所を指示する。

⑤重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）に配置し，ＳＡ用海水ピットの蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット※1を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）へ設置する。

⑥重大事故等対応要員は，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から指示された接続口までのホース敷設を行う。

⑦ａ原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑦ｂ原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し，接続口へホースの接続を行う。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を報告する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑪災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑬重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑮重大事故等対応要員は，注水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

※1：可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には，ストレーナを設置しており，海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより，異物の混入を防止する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで，原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 370 分以内，原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 310 分以内，高所東側接続口に接続した場合において 220 分以内，高所西側接続口に接続した場合において 225 分以内で可能である。

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

構内のアクセスルートの状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いる

ことで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，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。

b．原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水

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

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は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場合に，低圧代替注水系（可搬型）を起動し，海を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，燃料が確保されている場合

【1.4.2.1(1)ａ．(b)】

（ⅱ） 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）によ

る原子炉圧力容器への注水

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

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

※2：原子炉格納容器内へのスプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m^3／h，30m^3／h～80m^3／h）が確保され，更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m^3／h～50m^3／h）が確保できる場合

なお，十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。

【1.4.2.1(3)ａ．(e)】

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

炉心損傷を判断した場合※1において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプ

レッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源，燃料が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)ａ．(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」，残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)ｂ． 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接

続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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名にて作業を実施した場合，225分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｃ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・上記の操作は，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名にて作業を実施した場合，220分以内で可能である。

（「1.4.2.1(3)ａ．(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，「1.8.2.2(1)ｂ． 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

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

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用い

ることで，暗闇における作業性についても確保している。

c．海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイがある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイ流量の調整又はスプレイの起動／停止を行う。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により可搬型代替注水大型ポンプの接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※1で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2

※1：設備に異常がなく，燃料が確保されている場合

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

【1.6.2.1(1)ａ．(d)】

（ⅱ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※2で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び燃料が確保されている場合

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

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）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【交流動力電源が確保されている場合】

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

【全交流動力電源が喪失している場合】

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ａ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【現場操作（残留熱除去系Ｂ系配管を使用した高所東側接続口によ

る原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】

・上記の操作は，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名にて作業を実施した場合，220分以内で可能である。

（「1.6.2.2(1)ａ．(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

ｄ．海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

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

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため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，水位確保操作を実施する。

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）への注水を継続する。その際は，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。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を任意に選択できる構成としている。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】

炉心損傷を判断した場合※1で，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

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

原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び燃料が確保されている場合

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

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)ｂ． 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

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。

【原子炉建屋西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能であ

る。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，225分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用したペデスタル（ドライウェル部）水位確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，220分以内で可能である。

【原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，20分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎

用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び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。

ｅ．海を水源とした原子炉ウェルへの注水

海を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a)　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発を防止するため，海を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，燃料が確保されている場合

【1.10.2.1(1)ｂ．】

ⅱ）　操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については，「1.10.2.1(1)ｂ．　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ）　操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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。

【原子炉建屋西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，225分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，220分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照

明及び通信連絡設備を整備する。格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

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

ｆ．海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 海を水源とした代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，海を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用

した使用済燃料プールへの注水及び消火系による使用済燃料プールへの注水ができない場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

【1.11.2.1(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による海を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

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

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，225 分以内で可能である。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）3 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，220 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(b) 海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を優先して使用するが，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）の機能が喪失した場合は，海を水源として代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合

ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

【1.11.2.1(1)ｃ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による海を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)ｃ． 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの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。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，385分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，335分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(c) 海を水源とした代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，海を水源として可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｂ． 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

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

【原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内で可能である。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内で可能である。

【高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対

応要員8名にて作業を実施した場合，225分以内で可能である。

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，220分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

(d) 海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設スプレイヘッダを優先して使用するが，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合は，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，さらに以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合

・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
・使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて確認した場合

【1.11.2.2(1)ｃ．】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール注水系による海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)ｃ． 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

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

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，385 分以内で可能である。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対

応要員8名にて作業を実施した場合，335分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

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

ｇ．海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保

海を水源とした残留熱除去系海水系への冷却水を確保する手段としては，残留熱除去系海水系がある。

(a)　残留熱除去系海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系が健全な場合は，自動起動信号による作動，又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系海水系を起動し，残留熱除去系海水系による冷却水確保を行う。

ⅰ）　手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合

【1.5.2.3(1)】

ⅱ）　操作手順

残留熱除去系海水系による冷却水の確保手順については，

「1.5.2.3(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確保」にて整備す

る。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系海水系による冷却水供給開始まで4分以内で可能である。

h．海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手段としては，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系がある。

(a) 海を水源とした緊急用海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合，残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱及び原子炉格納容器内の除熱ができなくなるため，緊急用海水系により冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源が確保されている場合に，冷却水通水確認後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を起動し，最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

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

【1.5.2.2(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

緊急用海水系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については，「1.5.2.2(1)ａ． 緊急用海水系による冷却水確保」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水供給開始まで 24 分以内で可能である。

(b) 海を水源とした代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合，緊急用海水系が使用できない場合は，残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱及び原子炉格納容器内の除熱ができなくなるため，残留熱除去系海水系の系統構成を行い，代替残留熱除去系海水系により冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源が確保されている場合に，冷却水通水確認後，目的に応じた運転モードで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を起動し，最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源喪失により残留熱除去系海水系が機能喪失した場合で，緊急用海水系が故障等により使用できない場合

【1.5.2.2(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

代替残留熱除去系海水系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については，「1.5.2.2(1)ｂ． 代替残留熱除去系海水系による冷却水確保」にて整備する。

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残留熱除去系海水系による冷却水（海水）供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替残留熱除去系海水系Ａ系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系Ｂ系東側接続口による冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【代替残留熱除去系海水系西側接続口による冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

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

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び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。

ⅰ．海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手段としては，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制がある。

(a)　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への

放射性物質の拡散抑制

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

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

しかし，これらの機能が喪失し，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

・炉心損傷を判断した場合※1において，あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合

・使用済燃料プールの水位が低下した場合において，あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合

・大型航空機の衝突等，原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合，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

【1.12.2.1(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手順については，

「1.12.2.1(1)ａ． 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の現場対応は，準備段階では重大事故等対応要員8名（可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の起動，ホースの水張り及び空気抜きは4名）にて実施し，所要時間は，複数あるホース敷設ルートのうち，設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は，手順着手から145分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は，210分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている）。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

災害対策本部長代理からの指示を受けて，大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。重大事故等対応要員4名にて実施し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物

質の拡散抑制の実施指示から5分で放水することが可能である。

放水砲は可搬型設備のため，任意に設置場所を設定することが可能であり，風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて，最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等，放射性物質の放出箇所に向けて放水する。なお，原子炉建屋への放水に当たっては，原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として，必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建屋の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は，原子炉建屋の中心に向けて放水する。

放水砲による放水は，噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき，放水形状は，直線状とするとより遠くまで放水できるが，噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから，なるべく噴霧状を使用する。

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

なお，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲の準備にあたり，プラント状況や周辺の現場状況，ホースの敷設時間等を考慮し，複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

j．海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器により，海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

【1.12.2.2(2)ａ．】

ⅱ） 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手順については，「1.12.2.2(2)ａ．　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による泡消火は，準備段階では現場にて8 名で実施する。所要時間は，複数あるホース敷設ルートのうち，設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は，手順着手から145 分で準備を完了することとしている（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は，210 分で対応することとしている）。

放水段階では，重大事故等対応要員5名にて実施する。1%濃縮用泡消火薬剤を5m^{3}配備し，泡消火開始から約20 分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は，放水流量（約 1,338m^3／h）の 1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，可搬型照明，通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては，速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

ｋ．海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への冷却水を確保する手段としては，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系がある。

(a)　２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機（以下「非常用ディーゼル発電機」を「Ｄ／Ｇ」という。）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ」という。）が健全な場合は，自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による起動，又は中央制御室から起動し，非常用所内電気設備であるM／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳに給電する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又はM／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳの母線電圧がないことを確認した場合

【1.14.2.7(1)】

ⅱ）　操作手順

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保手順については，「1.14.2.7(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

【２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの自動起動】

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇを起動し，受電遮断器が投入される（Ｍ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳが給電する）ことの確認完了まで1分以内で可能である。

【２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの中央制御室からの手動起動】

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇを起動し，受電遮断器が投入（Ｍ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳが給電する）完了まで2分以内で可能である。

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，２Ｃ Ｄ／Ｇ又は２Ｄ Ｄ／Ｇが使用でき，常設代替高圧電源装置及び残留熱除去系海水系ポンプの機能が喪失している場合において，代替循環冷却系及び緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うために，非常用交流電源設備から代替所内電気設備への給電を行う。

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障により，非常用所内電

気設備であるM／C ２C・２Dの母線電圧が喪失している状態で，ＨＰＣＳ Ｄ／ＧからM／C ＨＰＣＳ及びM／C ２Ｅを経由して非常用所内電気設備であるM／C ２C（又は２D）へ給電する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

外部電源喪失及び２C・２D D／Gの故障により，M／C ２C・２Dの母線電圧が喪失している状態で，常設代替高圧電源装置による給電ができない場合において，ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ，M／C ＨＰＣＳ，M／C ２Ｅ及びM／C ２C（又は２D）の使用が可能であって，さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合

【1.14.2.4(1)ｂ．】

ⅱ） 操作手順

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保手順については，「1.14.2.4(1)ｂ． 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＨＰＣＳ Ｄ／ＧによるM／C ２C・２Dへの給電まで95分以内で可能である。

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

１．海を水源とした２C・２D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水

(a) ２C・２D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水

外部電源喪失時に２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプの故障等により２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる給電ができない場合に，可搬型代替注水大型ポンプにより２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能を復旧する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ・電動機等の故障により２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇによる給電ができない状態で，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの使用が可能な場合

【1.14.2.5(1)】

ⅱ） 操作手順

２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水手順については，

「1.14.2.5(1) 代替海水送水による電源給電機能の復旧」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）１名及び重大事故等対応要員８名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ又はＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源給電機能の復旧まで 300 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照

明及び通信連絡設備を整備する。

m．海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

海を水源とした使用済燃料プールの除熱手段としては，代替燃料プール冷却系がある。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プールの除熱ができず，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し，緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保することで，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

（ⅰ） 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，代替燃料プール冷却系が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源，水源（スキマサージタンク）及び緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水が確保されている状態

【1.11.2.4(1)ａ．(a)】

（ⅱ） 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合

【1.11.2.4(1)ａ．(b)】

（ⅲ） 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

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

【1.11.2.4(1)ａ．(c)】

ⅱ） 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱手順については，「1.11.2.4(1)ａ．(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱」，緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手順については，「1.11.2.4(1)ａ．(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保手順については，「1.11.2.4(1)ａ．(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

（ⅰ） 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱開始まで15分以内で可能である。

（ⅱ） 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水

の供給開始まで 20 分以内で可能である。

（ⅲ） 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

上記の操作は，作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，370 分以内で可能である。

【代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

・上記の操作は，運転員等（当直運転員）1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，310 分以内で可能である。

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

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

(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほ

う酸水注入手順を整備する。

a．ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手段としては，ほう酸水注入系がある。

(a) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

ＡＴＷＳ発生時に，発電用原子炉を安全に停止させる。

ⅰ） 手順着手の判断基準

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても，制御棒１本よりも多くの制御棒が未挿入の場合

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

【1.1.2.1(2)】

ⅱ） 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については，「1.1.2.1(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」」にて整備する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）２名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。

・ほう酸水注入系の起動操作完了：４分以内

(b) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時におい

て，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合は，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした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を実施する。

さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで，ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり，高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合で，ほう酸水注入系が使用可能な場合

【1.2.2.3(1)ａ．】

ⅱ） 操作手順

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

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作のうち，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）１名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで２分以内で可能である。

さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し，原子炉圧力容器へ継続注水する場合は，現場対応を運転員等（当直運転

員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで60分以内で可能である。

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

(c) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

損傷炉心へ注水する場合，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，損傷炉心へ注水する場合で，ほう酸水注入系が使用可能な場合※2

※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合，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：設備に異常がなく，電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合

【1.8.2.2(1)ｇ．】

ⅱ） 操作手順

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

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから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分以内で可能である。

1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順

(1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は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等の対応を実施している場合に，代替淡水貯槽への補給手段がないと代替淡水貯槽水位は低下し，水源が枯渇するため，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの水源は，西側淡水貯水設備を優先して使用する。淡水による代替淡水貯槽への補給が枯渇等により継続できない場合は，海水による代替淡水貯槽への補給に切り替えるが，海水を直接代替淡水貯槽へ補給することにより，代替淡水貯槽への補給を継続しながら淡水から海水への切替えが可能である。

(a)　西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

ⅰ）　手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は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等の各種注水が開始された場合

ⅱ） 操作手順

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－8図に，タイムチャートを第1.13－9図に，ホース敷設図を第1.13－23図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水中型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を西側淡水貯水設備に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプを西側淡水貯水設備に配置し，西側淡水貯水設備の蓋を開放後，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニットを西側淡水貯水設備へ設置する。

⑤重大事故等対応要員は，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプの配置，代

替淡水貯槽の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水中型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，代替淡水貯槽への補給が開始されたことを代替淡水貯槽水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給開始まで160分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照

明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水中型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

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

なお，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。また，有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」発生時は，炉心損傷が早く，被ばく線量の観点で最も厳しくなるが，代替淡水貯槽への補給作業が問題なくできることを確認している。

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

ⅰ） 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は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等の各種注水が開始された場合

ⅱ） 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下の

とおり。概要図を第1.13－8図に，タイムチャートを第1.13－9図に，ホース敷設図を第1.13－24図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。

⑤重大事故等対応要員は，淡水タンクから代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置，代替淡水貯槽の蓋開放及びホース

の挿入を行い，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，代替淡水貯槽への補給が開始されたことを代替淡水貯槽水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応

要員８名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから代替淡水貯槽への補給開始まで 165 分以内で可能である。

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

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して淡水タンクから代替淡水貯槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

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

なお，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。

(c) 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

ⅰ) 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は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等の各種注水が開始され，淡水を水源とした補給ができない場合

ⅱ) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－8 図に，タイムチャートを第 1.13－9 図に，ホー

ス敷設図を第1.13－25図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）に配置し，ＳＡ用海水ピットの蓋を開放後，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット※1を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）へ設置する。

⑤重大事故等対応要員は，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置，代替淡水貯槽の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水

大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，代替淡水貯槽への補給が開始されたことを代替淡水貯槽水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

※1：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には，ストレーナを設置しており，海面より低く着底しない位置に取水部分を固

定することにより，異物の混入を防止する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から代替淡水貯槽への補給開始まで160分以内で可能である。

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

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から代替淡水貯槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

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

なお，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。

(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順

a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に，西側淡水貯水設備

への補給手段がないと西側淡水貯水設備の水位は低下し，水源が枯渇するため，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は，代替淡水貯槽を優先して使用する。淡水による西側淡水貯水設備への補給が枯渇等により継続できない場合は，海水による西側淡水貯水設備への補給に切り替えるが，海水を直接西側淡水貯水設備へ補給することにより，西側淡水貯水設備への補給を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

(a) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

ⅰ） 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合

ⅱ） 操作手順

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－10図に，タイムチャートを第1.13－11図に，ホース敷設図を第1.13－26図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を

代替淡水貯槽に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し，代替淡水貯槽の蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。

⑤重大事故等対応要員は，代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプの配置，西側淡水貯水設備の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを西側淡水貯水設備水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給開始まで165分以内で可能である。

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

可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

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

なお，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。

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

ⅰ) 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合

ⅱ) 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－10図に，タイムチャートを第1.13－11図に，ホース敷設図を第1.13－27図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。

⑤重大事故等対応要員は，淡水タンクから西側淡水貯水設備まで

のホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプの配置，西側淡水貯水設備の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替注水大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後，可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを西側淡水貯水設備水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから西側淡水貯水設備への補給開始まで150分以内で可能である。

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

可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して淡水タンクから西側淡水貯水設備へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

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

なお，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。

(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

ⅰ） 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され，淡水を水源とした補給ができない場合

ⅱ） 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－10 図に，タイムチャートを第 1.13－11 図に，ホース敷設図を第 1.13－28 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）に配置し，ＳＡ用海水ピットの蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット※1を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）に設置する。

⑤重大事故等対応要員は，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。

⑦重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプの配置，西側淡水貯水設備の蓋開放及びホースの挿入を行い，可搬型代替

注水大型ポンプによる送水準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。

⑨発電長は，運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。

⑩災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ起動後，補給開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また，災害対策本部長代理は発電長に報告する。

⑫運転員等は，西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを西側淡水貯水設備水位指示上昇により確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。

⑭運転員等は，西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑮発電長は，西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

※1：可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には，ストレーナを設置しており，海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより，異物の混入を防止する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から西側淡水貯水設備への補給開始まで220分以内で可能である。

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

可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）から西側淡水貯水設備へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

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

なお，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。

1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順

(1)　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

サプレッション・プール水枯渇，サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水温上昇等により使用できない場合において，復水貯蔵タンクの水位計が健全であり，水位が確保されている場合は，重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源を切り替える。

なお，水源の切替えにおいては，運転中の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプを停止することなく水源を切り替えることが可能である。

ａ．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時において，復水貯蔵タンクが使用可能な場合は，サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源を切り替える。

(a)　手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバが以下のいずれかの状態となり，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合

・サプレッション・プール水位が，－50cm 以下となった場合

・サプレッション・プール水温度が，原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えるおそれがある場合

(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時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13－12 図に，タイムチャートを第 1.13－13 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源の切替えを指示する。

②運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開とする。

③運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開となったことを確認後，原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉とする。

④運転員等は，中央制御室にて，水源の切替え後，原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認し，発電長に水源の切替えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで3分以内で可能である。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。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

b．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時において，復水貯蔵タンクが使用可能な場合は，サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバが以下のいずれかの状態となり，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合

・サプレッション・プール水位が，－50cm以下となった場合

・サプレッション・プール水温度が，高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合

(b) 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13－14図に，タイムチャートを第1.13－15図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源の切替えを指示す

る。

②運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）を開とする。

③運転員等は，中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）が開となったことを確認後，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）を閉とする。

④運転員等は，中央制御室にて，水源の切替え後，高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認し，発電長に水源の切替えが完了したことを報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで4分以内で可能である。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。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(2)　淡水から海水への切替え

a．代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう，代替淡水貯槽への淡水の供給が継続できない場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。

代替淡水貯槽への可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水補給から海水補給への水源の切替えは，

「1.13.2.2(1)ａ．　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

ｂ．西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう，西側淡水貯水設備への淡水の供給が継続できない場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。

西側淡水貯水設備への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水補給から海水補給への水源の切替えは，「1.13.2.2(2)ａ．　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

(3)　外部水源から内部水源への切替え

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に内部水源（サプレッション・チェンバ）を水源とした高圧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，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，外部水源（代替淡水貯槽）を水源とした低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への各種注水を行うが，その後，事故収束に必要な対応として，外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替えを行う。

ａ．外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え

有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」発生時の事故の収束に必要な対応として，外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）へ水源を切り替える。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷時，外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系

（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を実施している状態にて，原子炉水位がＬ０以上と判断され，かつ，代替循環冷却系が使用可能な場合※1

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

(b)　操作手順

外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え手順の概要は以下のとおり。

なお，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手順については，「1.4.2.1(3)ａ．(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」，「1.7.2.1(1)ａ．　代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」及び「1.8.2.2(1)ｃ．　代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。また，外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.2(1)ａ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却手段から，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段へ切り替えるため，代

替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

②運転員等は，中央制御室にて，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱が開始されたことを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱開始を確認後，運転員等に外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の停止操作を行うため，常設低圧代替注水系ポンプ停止を指示する。

④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停止する。

⑤運転員等は，発電長に常設低圧代替注水系ポンプが停止したことを報告する。

⑥発電長は，内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を開始後，原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇することを確認した場合は，外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を行うため，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

(c)　操作の成立性

内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱操作の成

立性については，「1.13.2.1(2)ｄ．(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」，「1.13.2.1(2)ｄ．(c) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」及び「1.13.2.1(2)ｄ．(d) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（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）」にて整理する。

外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却操作の成立性については，「1.13.2.1(1)ｂ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却」にて整理する。

1.13.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる各接続口から注水等が必要な箇所までの送水手順については，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて，それぞれ整備する。

海を水源とした設備への送水手順については，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて，それぞれ整備する。

中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに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，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「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は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

なお，可搬型代替注水中型ポンプによる送水に使用するホース結合金具付きの可搬型圧力計及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ付き圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作し，送水圧力の調整を実施するため，使用する圧力計は健全性が確認されたものを使用する。

1.13.2.5　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.13－16 図に示す。

(1)　水源を利用した対応手段

【原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合】

重大事故等時には，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水をするため，必要となる十分な量の水をサプレッション・チェンバに確保する。

【原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合】

重大事故等時には，原子炉圧力容器への注水，格納容器スプレイ，燃料プールへの注水等の代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）を水源とした注水をするため，必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）を水源とし

た注水ができない場合は，サプレッション・チェンバを水源として代替循環冷却系による原子炉圧力容器等への注水をするため，必要となる十分な量の水をサプレッション・チェンバに確保する。

サプレッション・チェンバを水源とした注水が実施できず，さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として消火系による原子炉圧力容器等への注水を実施する。

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として利用できない場合は，復水貯蔵タンクを水源として補給水系による原子炉圧力容器等への注水を実施する。

復水貯蔵タンクを水源として利用できない場合は，西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより原子炉圧力容器等へ注水するため，必要となる十分な量の水を西側淡水貯水設備に確保する。

西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器等へ注水する。

代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は，海を利用して可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器等へ注水することとなる。

また，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽又は海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等の手段は，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプによる注水等の手段と同時並行で準備を開始する。なお，注水等の手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは，以下のようにする。

・西側淡水貯水設備を水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプを使用する。

・代替淡水貯槽を水源とする場合は，可搬型代替注水大型ポンプを使用

する。

・海を水源とする場合は，可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

そのほかに，重大事故等時には，格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにてスクラビング水が低下した場合に，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，フィルタ装置へスクラビング水の補給を実施する。なお，補給手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは，以下のようにする。

・西側淡水貯水設備を水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプを使用する。

・代替淡水貯槽を水源とする場合は，可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

・淡水タンクを水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

ａ．送水に利用する水源の優先順位

(a) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（注水等）に利用する水源の優先順位

重大事故等時，常設設備による注水等ができない場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水には，複数の水源から選択する必要があることから，送水に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては，注水継続性（可搬設備による送水時の有効水源容量）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。なお，淡水タンクは給水処理設備からの補給以外に

現実的な水源補給の手段がなく，継続的な注水確保の観点からは有効な注水源でないことから，補給用水源と位置付ける。

可搬設備による送水（注水等）に利用する水源は，代替淡水貯槽よりも注水継続性がある西側淡水貯水設備を優先することから，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施するため，必要となる十分な量の水を西側淡水貯水設備に確保する。

西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，淡水（代替淡水貯槽）又は海水の選択となることから，水質による機器への影響を考慮し，代替淡水貯槽を水源とした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，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施するため，必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は，最終的な水源である海を水源とした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，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する。

(b) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）に利用する水源の優先順位

重大事故等時，格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにてスクラビング水が低下した場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置へのスクラビング水の補給を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水には，複数の水源から選択する必要があることから，送水に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては，注水等に使用する水源の優先度及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。また，淡水タンクは消火系の水源であることを考慮する。なお，スクラビング水は上下限水位差で45m^{3}未満であること，スクラビング水は実質7日間以上補給不要であることから，補給継続性（水源容量）及びホース敷設距離（準備作業時間，漏えいリスク,アクセス性阻害）については，優先的に考慮すべき事項とはしない。また，フィルタ装置スクラビング水補給は，原則淡水のみを利用する。

フィルタ装置スクラビング水補給において，代替淡水貯槽は注水等に使用する常設の低圧代替注水系の第一水源であるため，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水を実施する。

西側淡水貯水設備から送水ができない場合は，淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があることから，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水を実施する。

代替淡水貯槽から送水ができない場合は，淡水（淡水タンク）又は海水の選択となるが，水質による機器への影響を考慮し，原則淡水のみを利用することから，淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を実施する。

(2)　水源へ水を補給するための対応手段

重大事故等時には，注水等に使用している水源が枯渇しないように，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，注水等に

使用している水源への補給を実施する。なお，補給手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは，以下のようにする。

・西側淡水貯水設備を水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプを使用する。

・代替淡水貯槽を水源とする場合は，可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

・淡水タンクを水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

・海を水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

ａ．補給に利用する水源の優先順位

重大事故等時，注水等に使用している水源への補給には，複数の水源から選択する必要があることから，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる補給に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては，信頼性（耐震性）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。また，淡水タンクにおいては，消火系の水源であることを考慮する。

(a)　代替淡水貯槽への補給に利用する水源の優先順位

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は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，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイにおいて，代替淡水貯槽が枯渇しないように，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，各水源からの補給を実施する。

代替淡水貯槽を水源として，常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水時又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水時において，淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があり，西側淡水貯水設備は淡水タンクより信頼性が高いことから，可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ補給する。

西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，淡水（淡水タンク）又は海水の選択となることから，水質による機器への影響を考慮し，淡水タンクを水源として，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽へ補給する。

淡水タンクから代替淡水貯槽へ補給ができない場合は，海を利用して可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽へ補給する。

(b)　西側淡水貯水設備への補給に利用する水源の優先順位

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイにおいて，西側淡水貯水設備が枯渇しないように，可搬型代替注水大型ポンプにより，各水源からの補給を実施する。

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水時において，淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があり，代替淡水貯槽は淡水タンクより信頼性が高いことから，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備へ補給する。

代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は，淡水（淡水タン

ク）又は海水の選択となることから，水質による機器への影響を考慮し，淡水タンクを水源として，可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。

淡水タンクから西側淡水貯水設備へ補給ができない場合は，海を利用して可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。

第 1.13－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応（常設）	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	代替淡水貯槽 低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替淡水貯槽 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	代替淡水貯槽 格納容器下部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	代替淡水貯槽 格納容器頂部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替淡水貯槽 代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サプレッション・チェンバを水源とした対応	－	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	サプレッション・チェンバ 高圧代替注水系（常設高圧代替注水系ポンプ） 原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ） 高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	サプレッション・チェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ） 低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水）	サプレッション・チェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サプレッション・チェンバを水源とした対応	－	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（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））	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水）	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※3 原子炉圧力容器 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 補給水系配管・弁 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水）	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※3 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 補給水系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水）	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク 補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備を水源とした送水（可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水時）	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	－	西側淡水貯水設備を水源とした送水（可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時）	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	西側淡水貯水設備 低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	西側淡水貯水設備 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	フィルタ装置スクラビング水補給	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	西側淡水貯水設備 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	西側淡水貯水設備 格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	西側淡水貯水設備 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（9／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型）	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水時）	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	－	代替淡水貯槽を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時）	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（10／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型）	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	代替淡水貯槽 低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替淡水貯槽 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	フィルタ装置スクラビング水補給	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	代替淡水貯槽 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	代替淡水貯槽 格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替淡水貯槽 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（11／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
淡水タンクを水源とした対応	－	淡水タンクを水源とした送水（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水）	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 多目的タンク配管・弁 ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領
		フィルタ装置スクラビング水補給	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口	自主対策設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（12／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	海を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによる送水）	可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（13／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	残留熱除去系海水系による冷却水の確保	残留熱除去系海水系（残留熱除去系海水系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
			代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	
		大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 ホース 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 泡混合器 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（14／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は）	２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ） ２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ） 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（15／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水	代替２Ｃ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等） 代替２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等） 代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
		代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	代替燃料プール冷却系（代替燃料プール冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	－	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」，「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」及び「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（16／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応	－	西側淡水貯水設備を水源とした補給（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ 西側淡水貯水設備 ホース 代替淡水貯槽 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		淡水タンクを水源とした補給（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 多目的タンク配管・弁 ホース 代替淡水貯槽 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（17／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応	－	海を水源とした補給（海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）	可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース 代替淡水貯槽 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応	－	代替淡水貯槽を水源とした補給（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽 ホース 西側淡水貯水設備 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（18／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応	－	淡水タンクを水源とした補給（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ 多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 多目的タンク配管・弁 ホース 西側淡水貯水設備 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領
		海を水源とした補給（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ 非常用取水設備※1 ホース 西側淡水貯水設備 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（19／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え（原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え）	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	AM設備別操作手順書
		原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え（高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え）	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	AM設備別操作手順書
		淡水から海水への切替え（代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（西側淡水貯水設備から補給している場合））	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽 非常用取水設備※1 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（20／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	淡水から海水への切替え（代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（淡水タンクから補給している場合））	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 代替淡水貯槽 非常用取水設備※1 多目的タンク配管・弁 ホース 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領
		淡水から海水への切替え（西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え（代替淡水貯槽から補給している場合））	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 非常用取水設備※1 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		淡水から海水への切替え（西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え（淡水タンクから補給している場合））	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 非常用取水設備※1 多目的タンク配管・弁 ホース 燃料給油設備※2	自主対策設備	重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（21／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	外部水源から内部水源への切替え（外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え）	代替淡水貯槽 サプレッション・チェンバ 低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ） 代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	AM設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：運転員による操作不要の設備である。

第 1.13－2 表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／6）

<table>
<tr><th>手順書</th><th colspan="2">重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ（計器）</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.1　水源を利用した対応手順
（4）　復水貯蔵タンクを水源とした対応手順
ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
（a）　原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水</td></tr>
<tr><td rowspan="8">非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「水位確保」等

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>電源</td><td>直流 125V 主母線盤２Ａ電圧</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器内の水位</td><td>原子炉水位（狭帯域）
原子炉水位（広帯域）
原子炉水位（燃料域）
原子炉水位（ＳＡ広帯域）
原子炉水位（ＳＡ燃料域）</td></tr>
<tr><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
<tr><td rowspan="5">操作</td><td>原子炉圧力容器内の水位</td><td>原子炉水位（狭帯域）
原子炉水位（広帯域）
原子炉水位（燃料域）
原子炉水位（ＳＡ広帯域）
原子炉水位（ＳＡ燃料域）</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器内の圧力</td><td>原子炉圧力
原子炉圧力（ＳＡ）</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力容器への
注水量</td><td>原子炉隔離時冷却系系統流量</td></tr>
<tr><td>補機監視機能</td><td>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</td></tr>
<tr><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
</table>

監視計器一覧（2／6）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 （4）　復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 （b）　高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	電源	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧 直流 125V 主母線盤ＨＰＣＳ電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧（3／6）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (5)　西側淡水貯水設備を水源とした対応手順 a．西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (6)　代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合） a．代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 （代替淡水貯槽の水位が確保されており，可搬型代替注水大型ポンプによる送水ができる場合）
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位
1.13.2.1　水源を利用した対応手順 (8)　海を水源とした対応手順 a．海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位
	操作	水源の確保	海を利用
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水） (a)　西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧（4／6）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水） (b)　淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 代替淡水貯槽水位
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (1)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水） (c)　海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (2)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水） (a)　代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位
1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順 (2)　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水） (b)　淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 西側淡水貯水設備水位
	操作	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 西側淡水貯水設備水位

監視計器一覧（5／6）

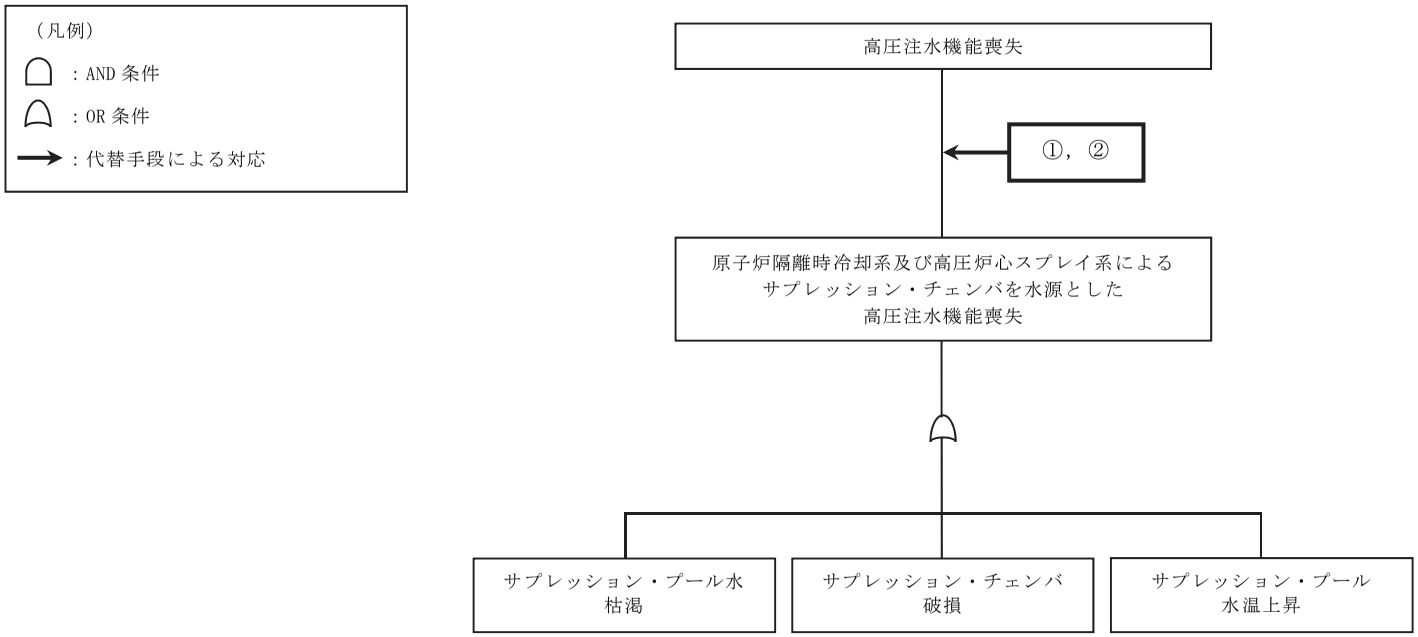
<table>
<tr><th>手順書</th><th colspan="2">重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ（計器）</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順
（2）　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順
ａ．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）
（c）　海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給</td></tr>
<tr><td rowspan="2">重大事故等対策要領</td><td>判断基準</td><td>水源の確保</td><td>西側淡水貯水設備水位</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>水源の確保</td><td>西側淡水貯水設備水位</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順
（1）　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
ａ．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え</td></tr>
<tr><td rowspan="4">AM設備別操作手順書</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内の水位</td><td>サプレッション・プール水位</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内の温度</td><td>サプレッション・プール水温度</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順
（1）　原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
ｂ．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え</td></tr>
<tr><td rowspan="4">AM設備別操作手順書</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内の水位</td><td>サプレッション・プール水位</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内の温度</td><td>サプレッション・プール水温度</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>水源の確保</td><td>復水貯蔵タンク水位</td></tr>
</table>

監視計器一覧（6／6）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順 (2)　淡水から海水への切替え ａ．代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位 海を利用
1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順 (2)　淡水から海水への切替え ｂ．西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 海を利用

第 1.13－3 表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

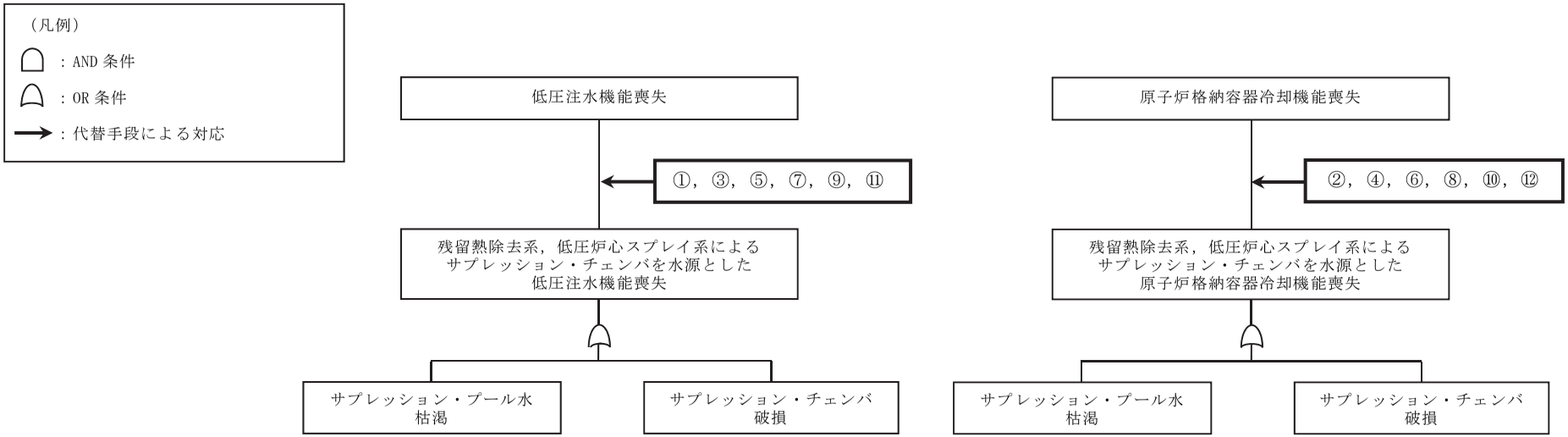
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	中央制御室監視計器類 （サプレッション・プール水位） （代替淡水貯槽水位） （西側淡水貯水設備水位）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流 125V 主母線盤



対応手段

①復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，制御棒駆動水圧系）
②原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

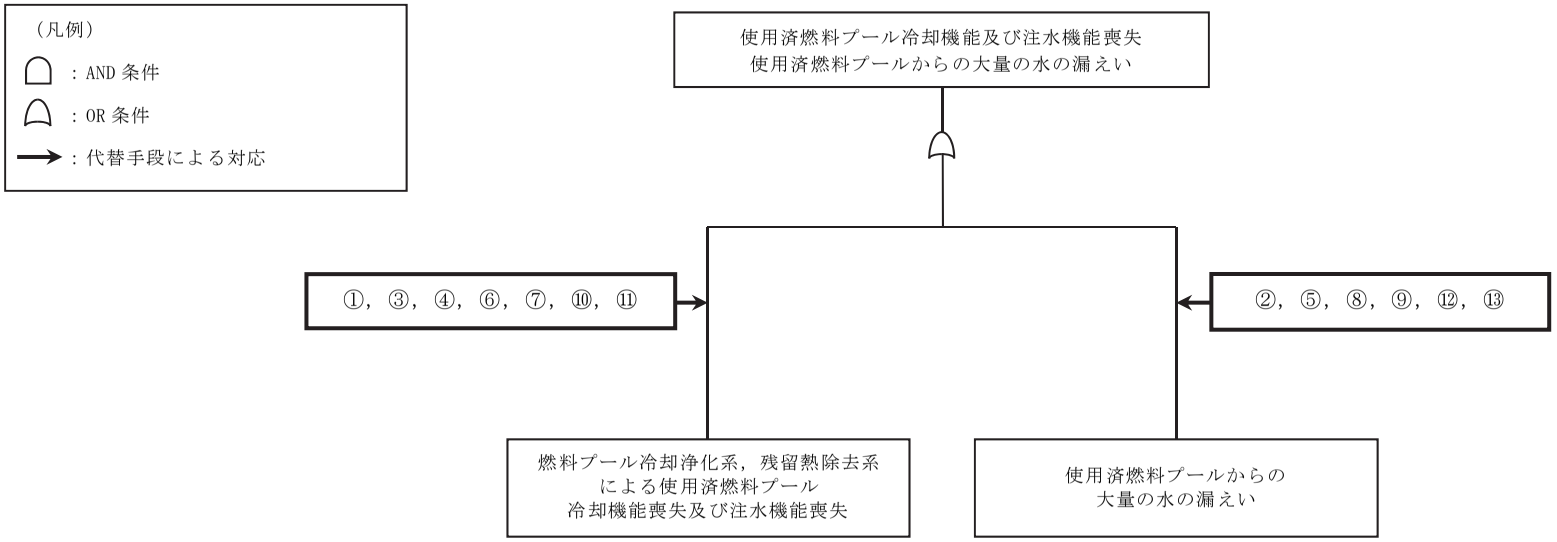
第 1.13－1 図　機能喪失原因対策分析（1／3）



対応手段

①代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（常設））
②代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（常設））
③ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（消火系）
④ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却（消火系）
⑤復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（補給水系）
⑥復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却（補給水系）
⑦西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）：可搬型代替注水中型ポンプ）
⑧西側淡水貯水設備とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）：可搬型代替注水中型ポンプ）
⑨代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑩代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑪海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑫海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）：可搬型代替注水大型ポンプ）

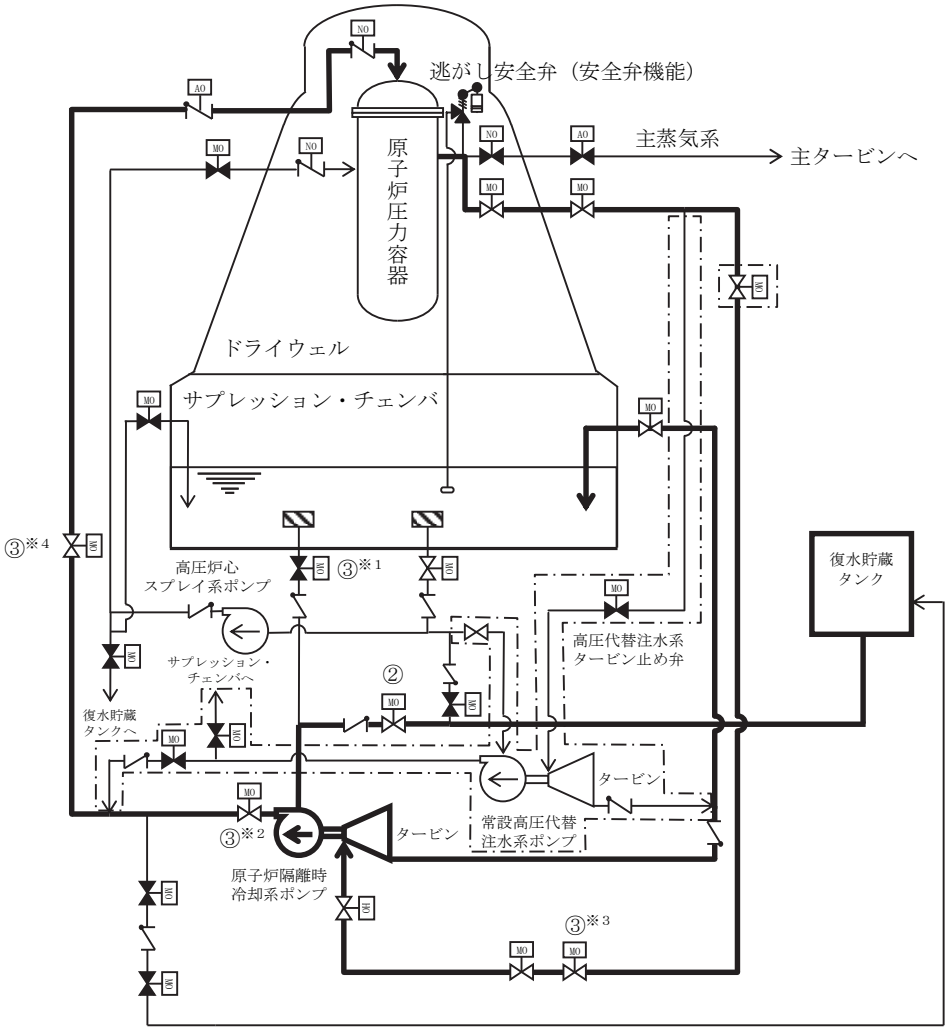
第 1.13－1 図　機能喪失原因対策分析（2／3）



対応手段

①代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダを使用）：常設低圧代替注水系ポンプ）
②代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダを使用）：常設低圧代替注水系ポンプ）
③ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水（消火系）
④西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水中型ポンプ）
⑤西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水中型ポンプ）
⑥代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑦代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズルを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑧代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑨代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズルを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑩海を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑪海を水源とした使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズルを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑫海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）
⑬海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズルを使用）：可搬型代替注水大型ポンプ）

第 1.13－1 図　機能喪失原因対策分析（3／3）



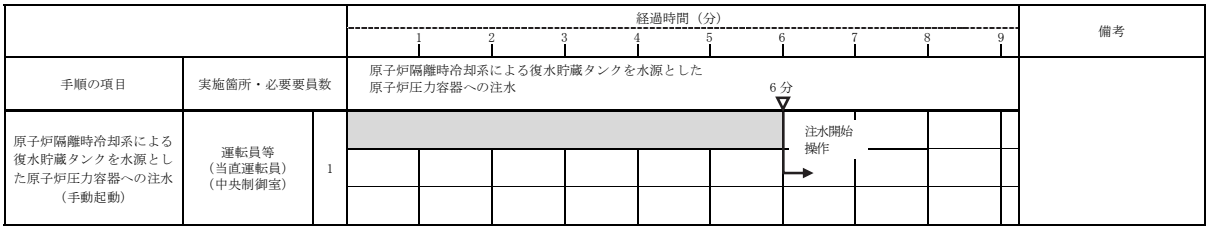
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
HO	油圧駆動
	弁
	逆止弁
	逃がし安全弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

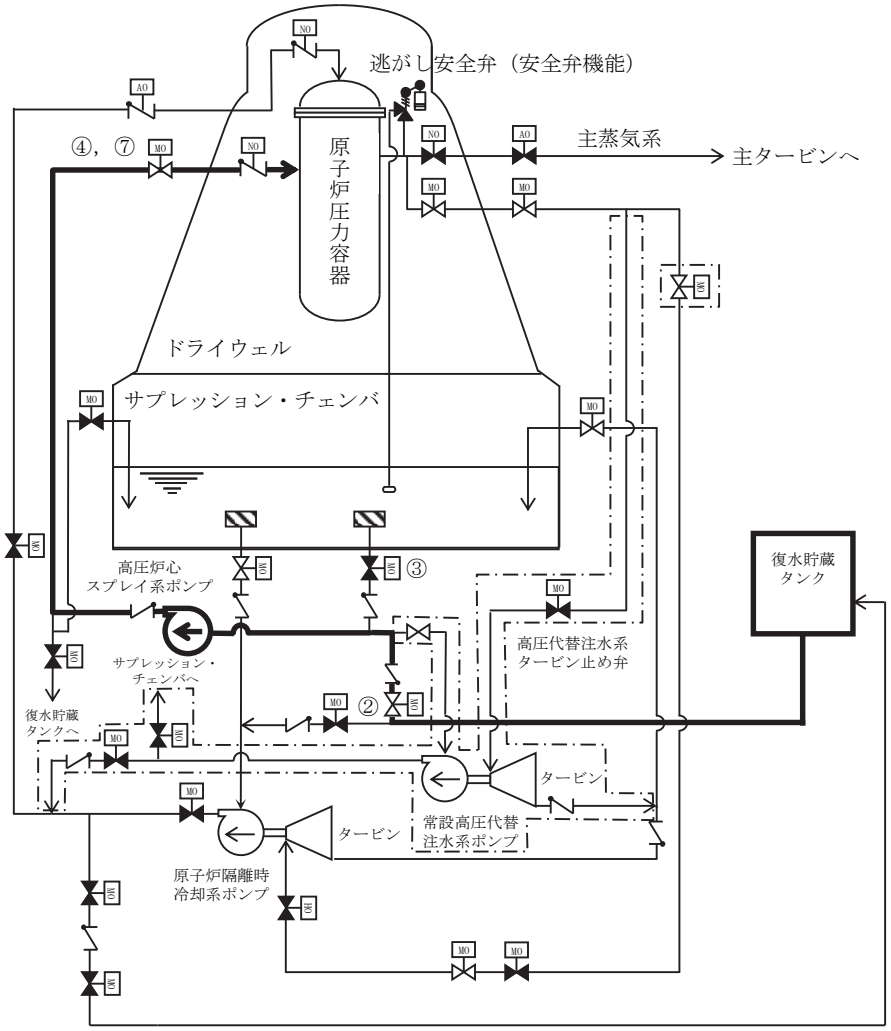
操作手順	弁名称
②	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
③※1	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁
③※2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
③※3	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
③※4	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

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 1.13－2 図　原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水概要図



第 1.13－3 図　原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした
原子炉圧力容器への注水タイムチャート



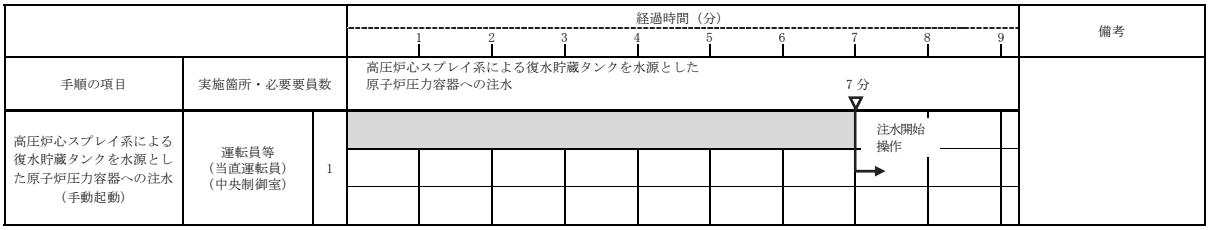
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
HO	油圧駆動
	弁
	逆止弁
	逃がし安全弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

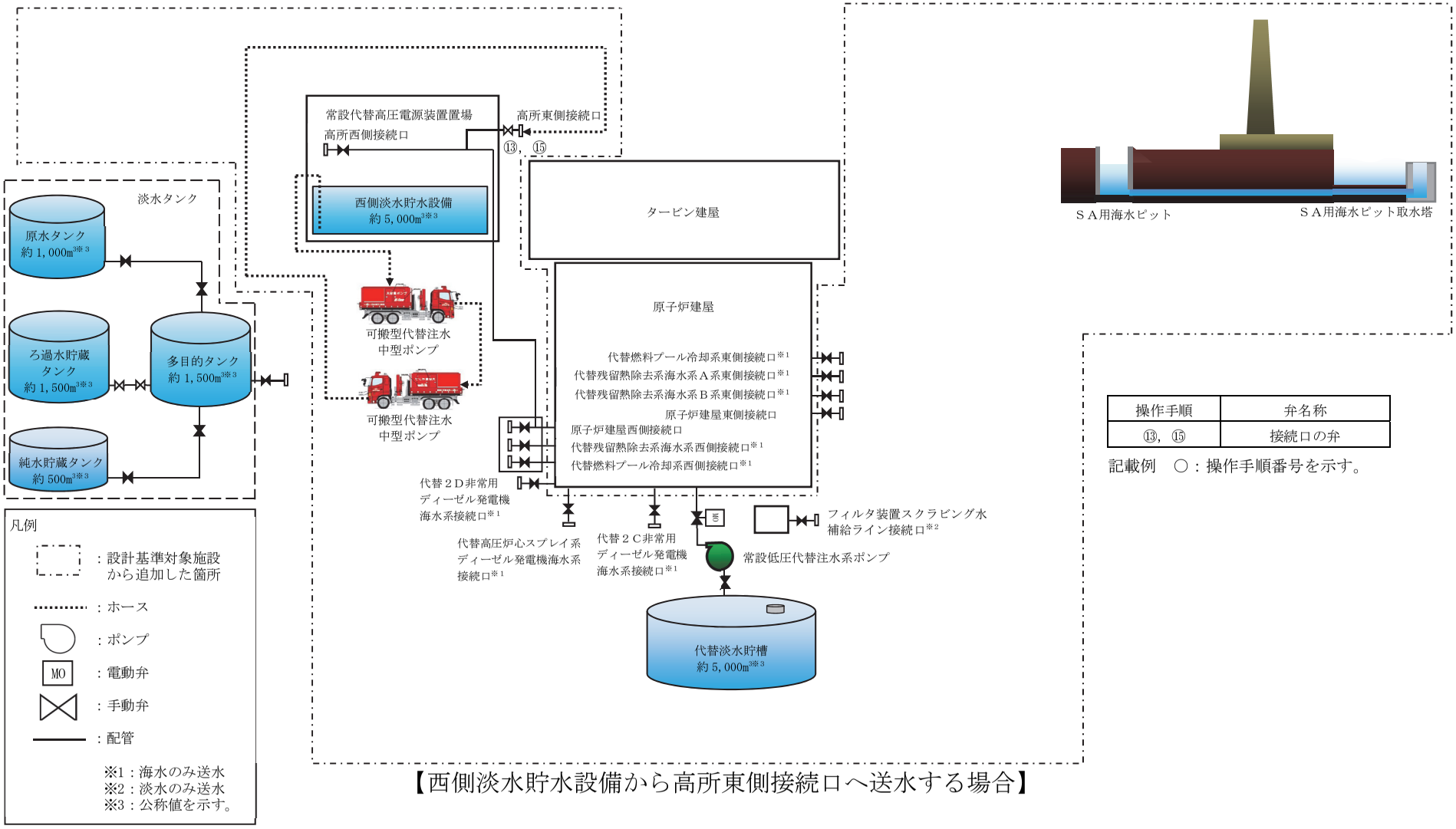
操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）
③	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）
④，⑦	高圧炉心スプレイ系注入弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。

第 1.13－4 図　高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水概要図



第1.13－5図　高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした
原子炉圧力容器への注水タイムチャート

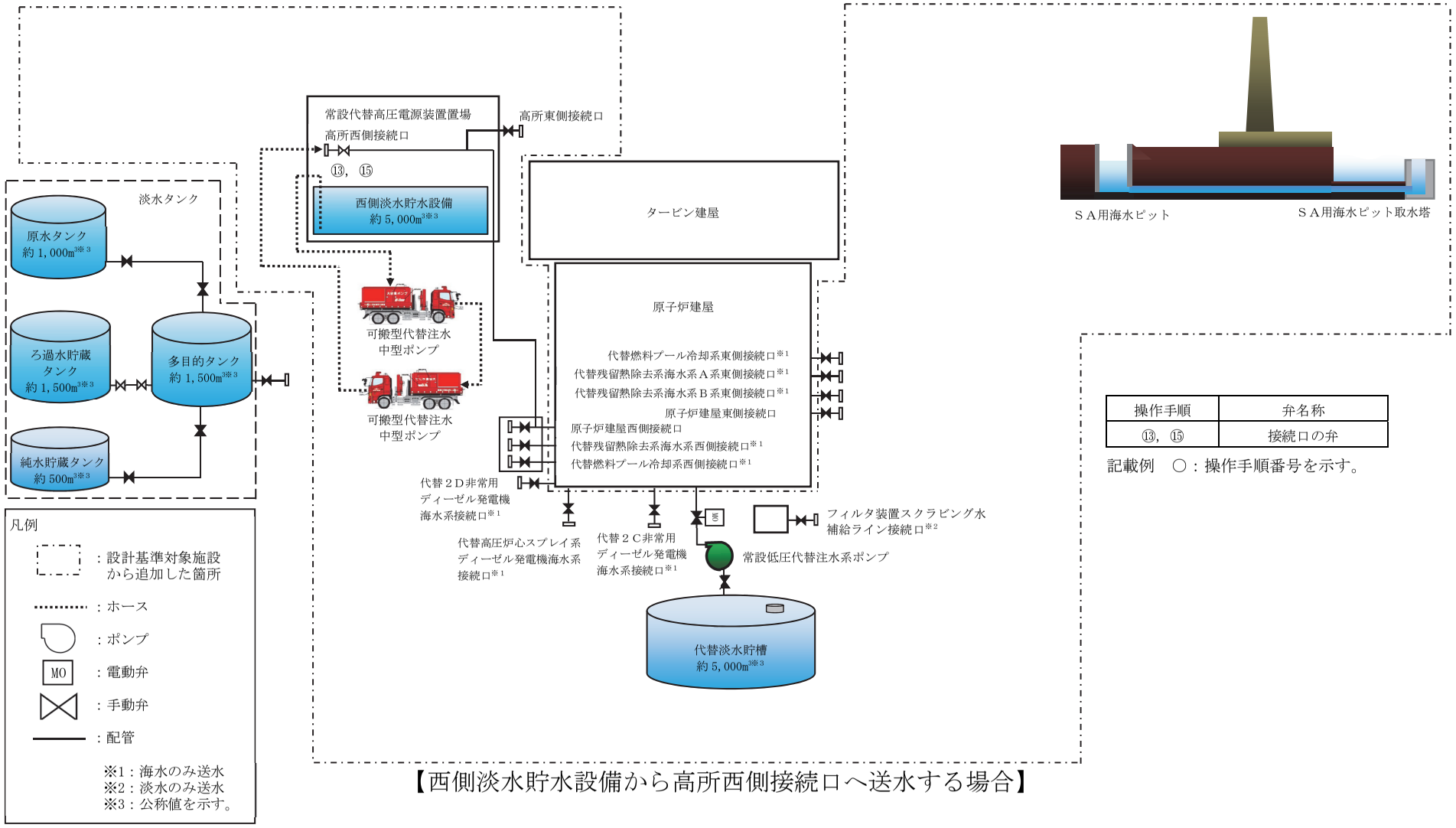


【西側淡水貯水設備から高所東側接続口へ送水する場合】

操作手順	弁名称
⑬，⑮	接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（1／11）

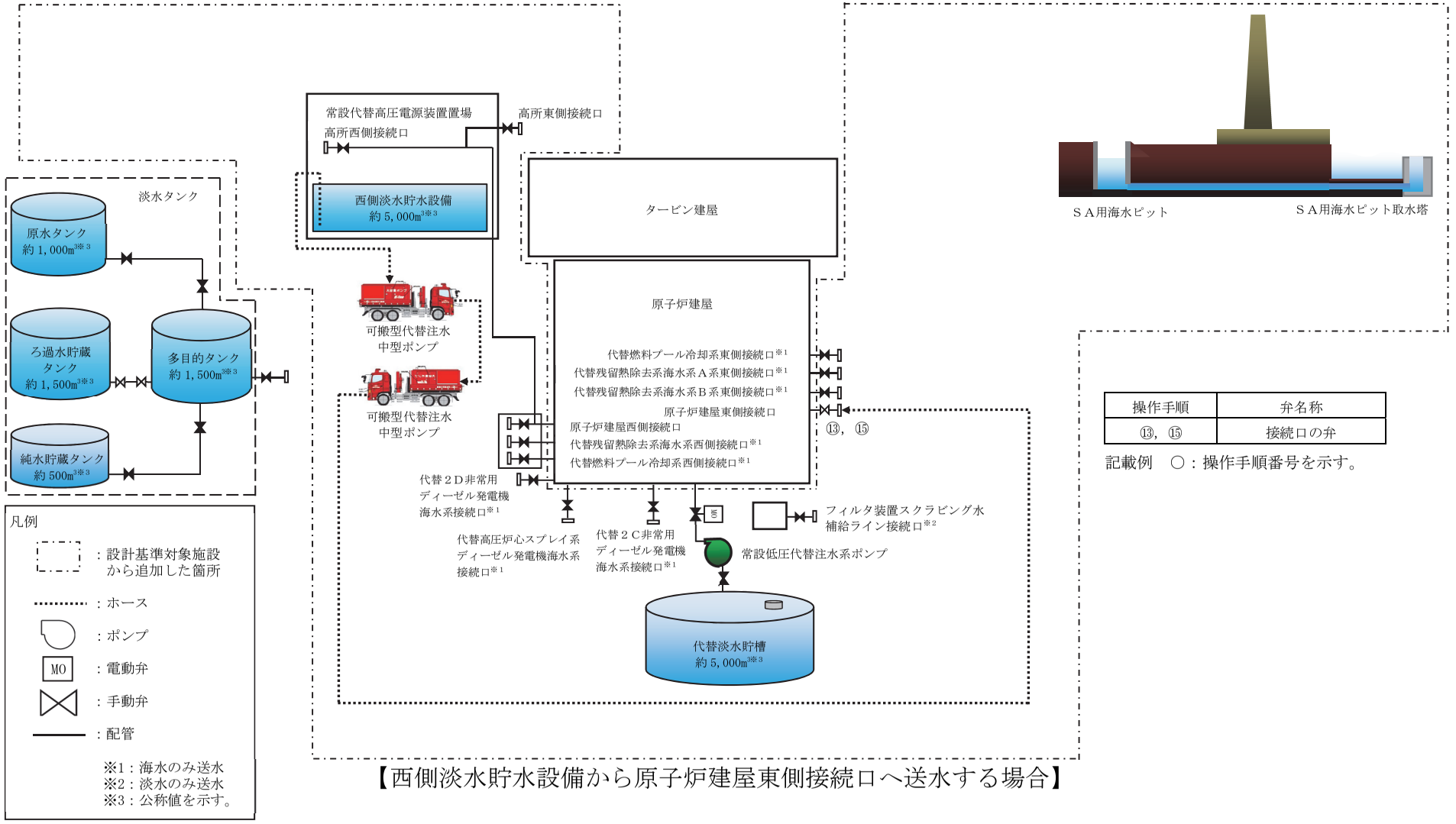


【西側淡水貯水設備から高所西側接続口へ送水する場合】

操作手順	弁名称
⑬，⑮	接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（2／11）

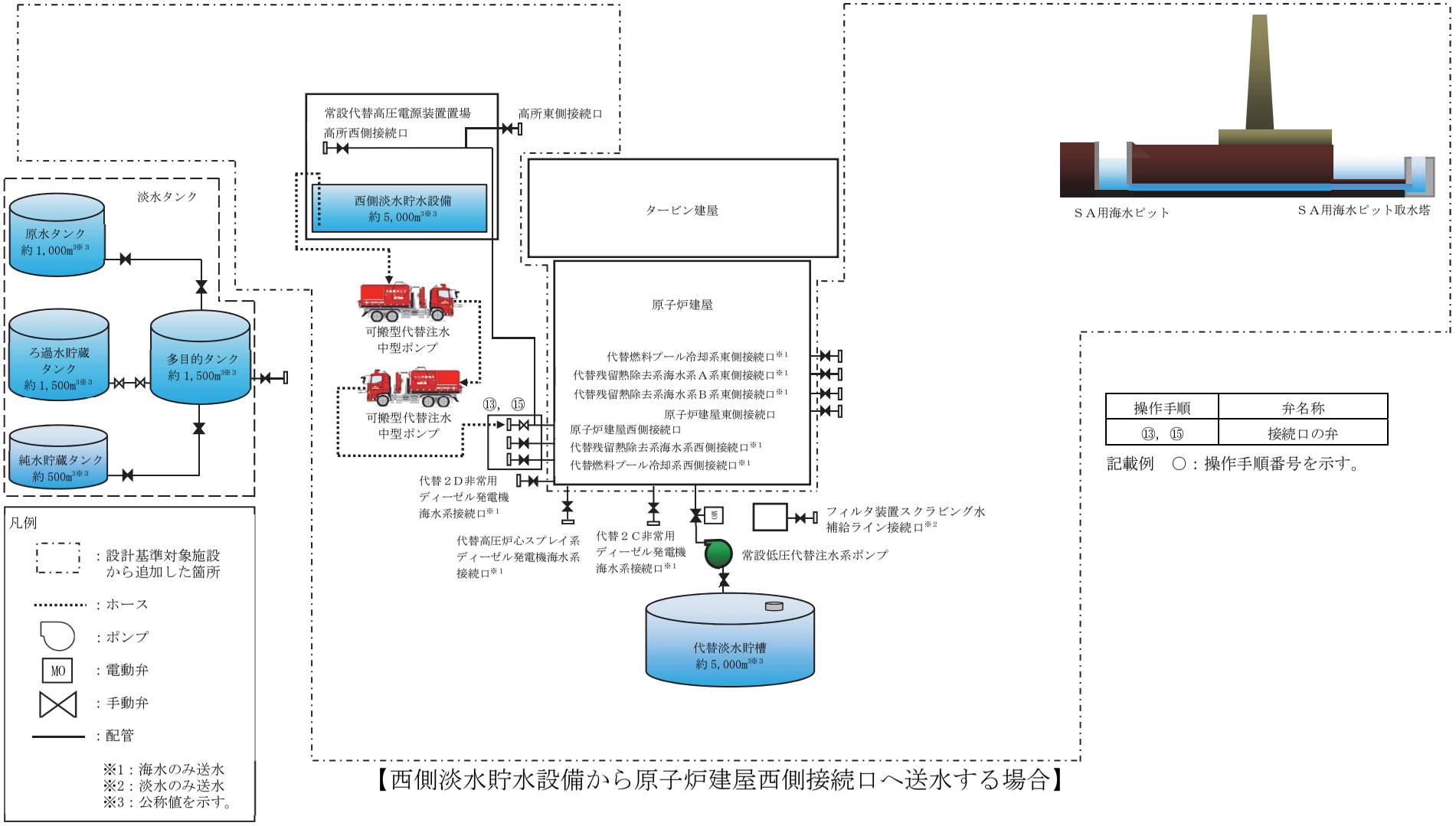


操作手順	弁名称
⑬，⑮	接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

【西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口へ送水する場合】

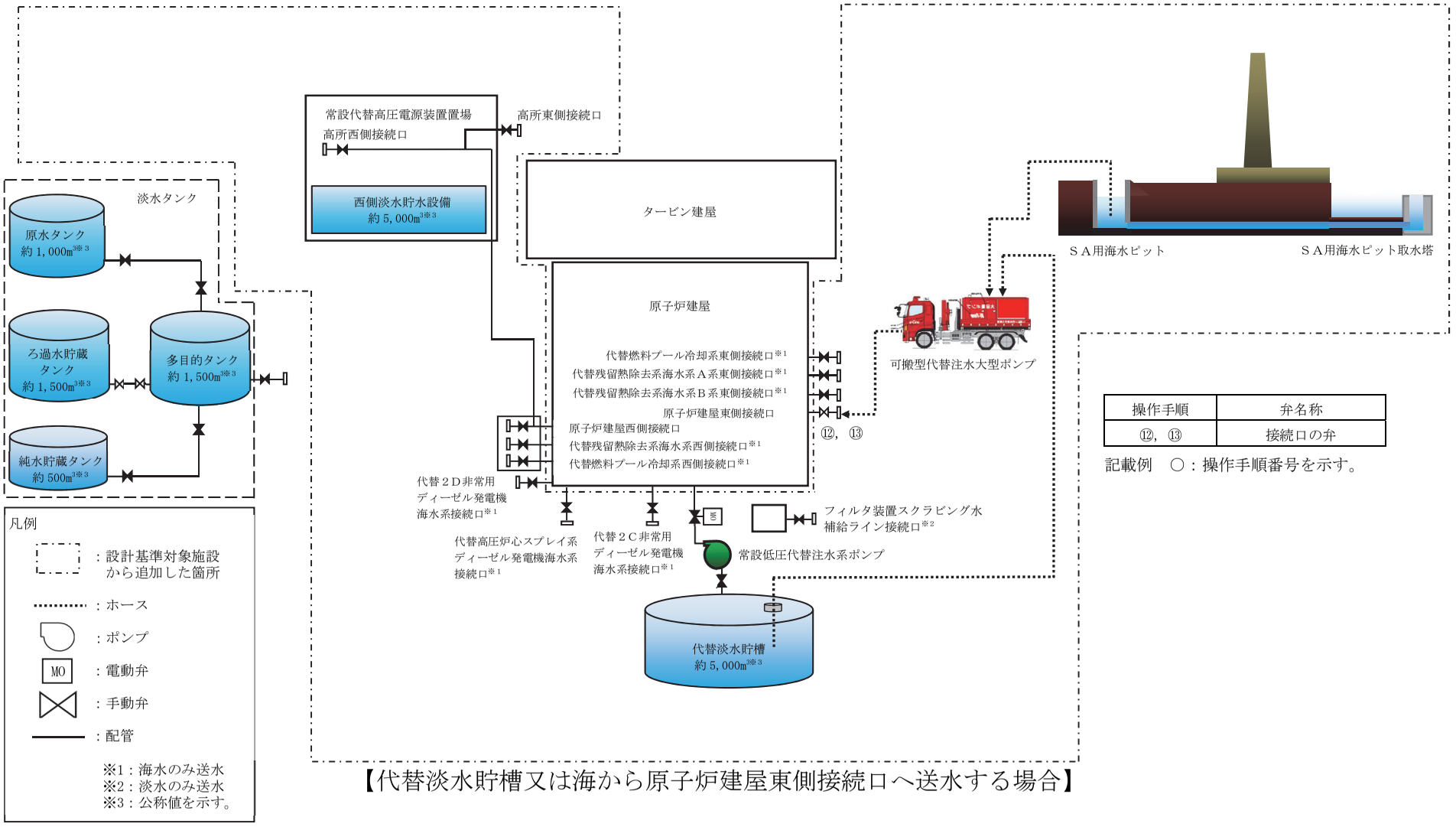
第 1.13－6 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（3／11）



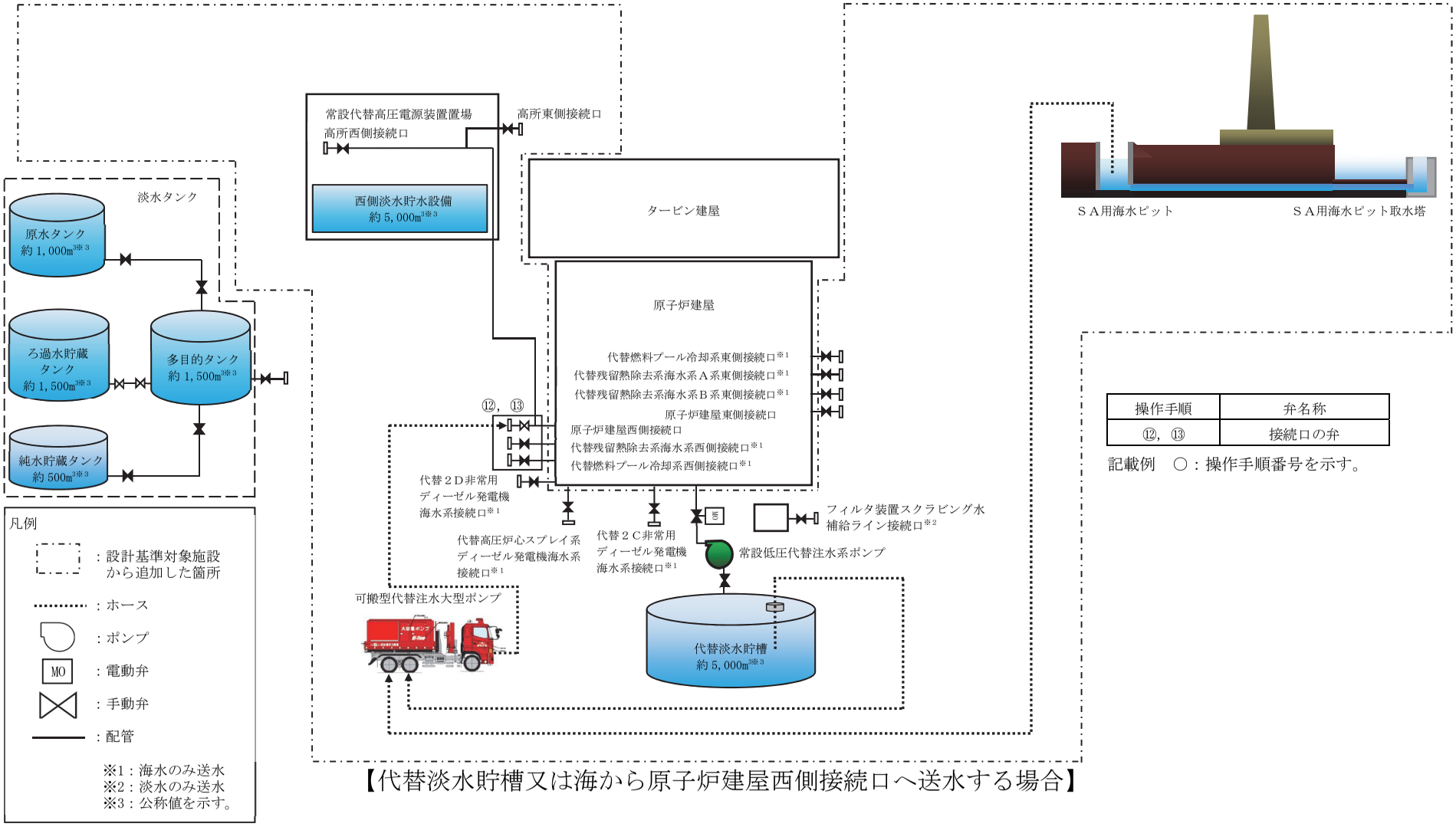
操作手順	弁名称
⑬，⑮	接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

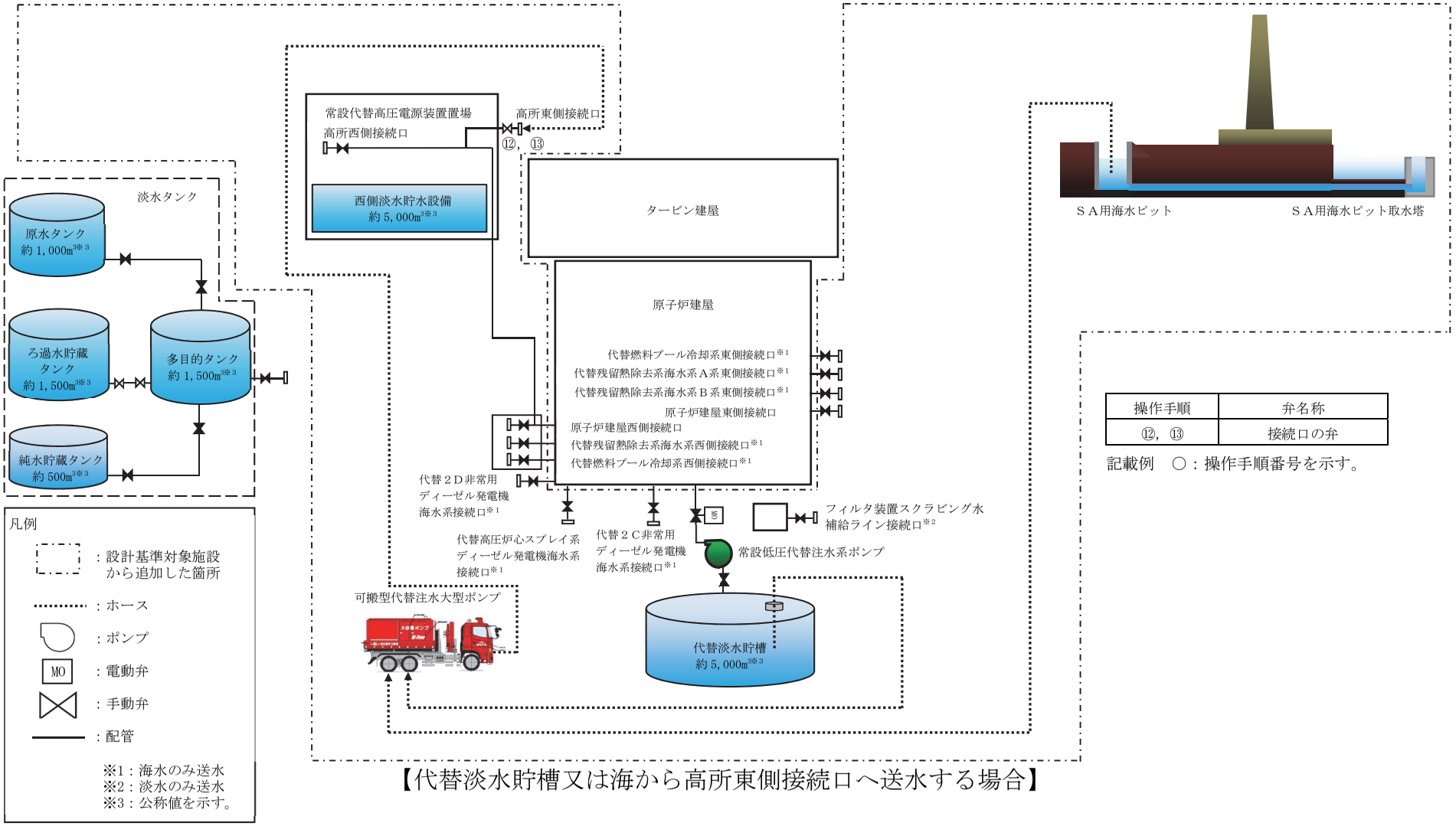
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（4／11）



第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（5／11）



第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（6／11）

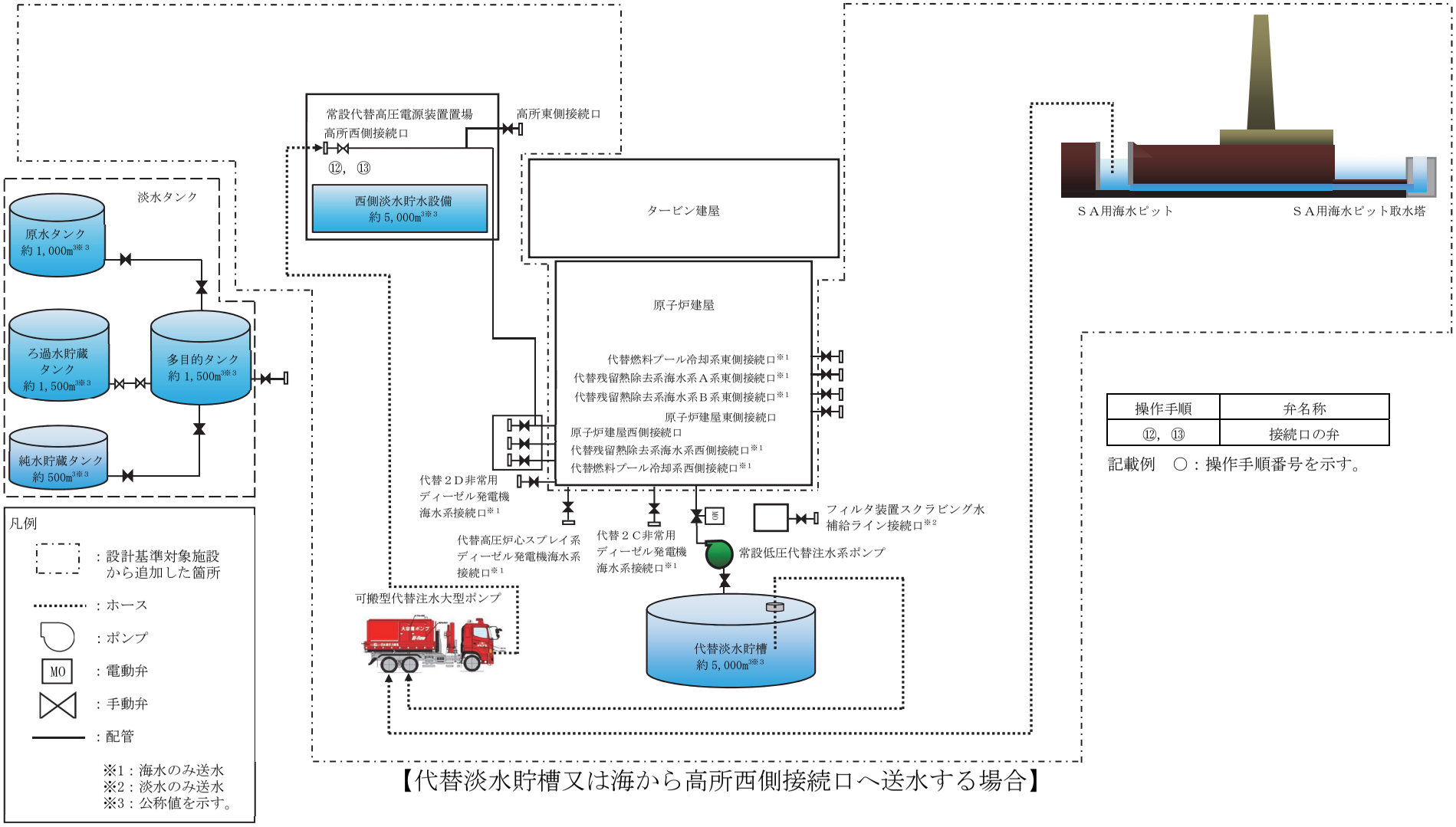


操作手順	弁名称
⑫，⑬	接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

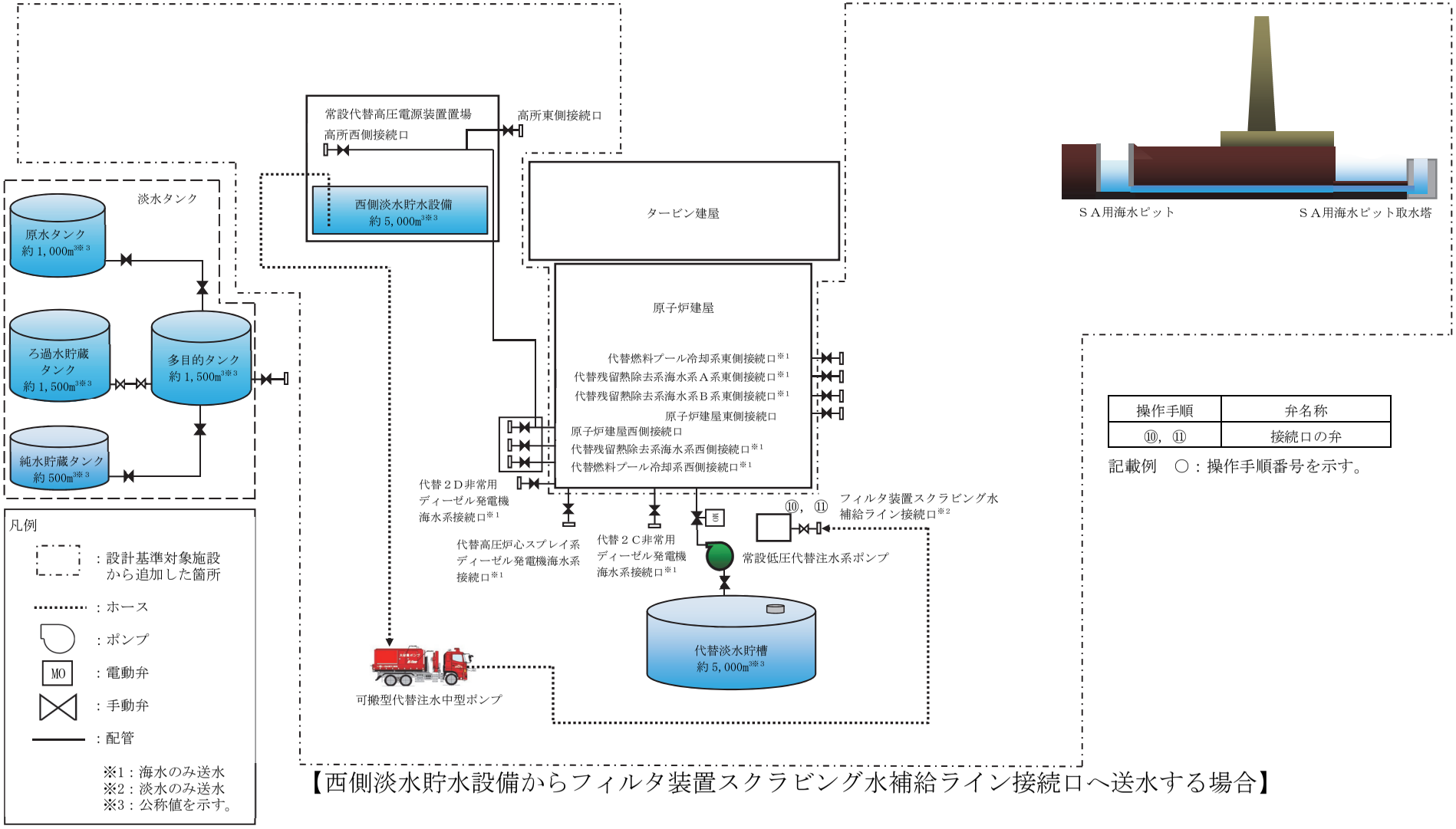
【代替淡水貯槽又は海から高所東側接続口へ送水する場合】

第 1.13－6 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（7／11）



【代替淡水貯槽又は海から高所西側接続口へ送水する場合】

第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（8／11）

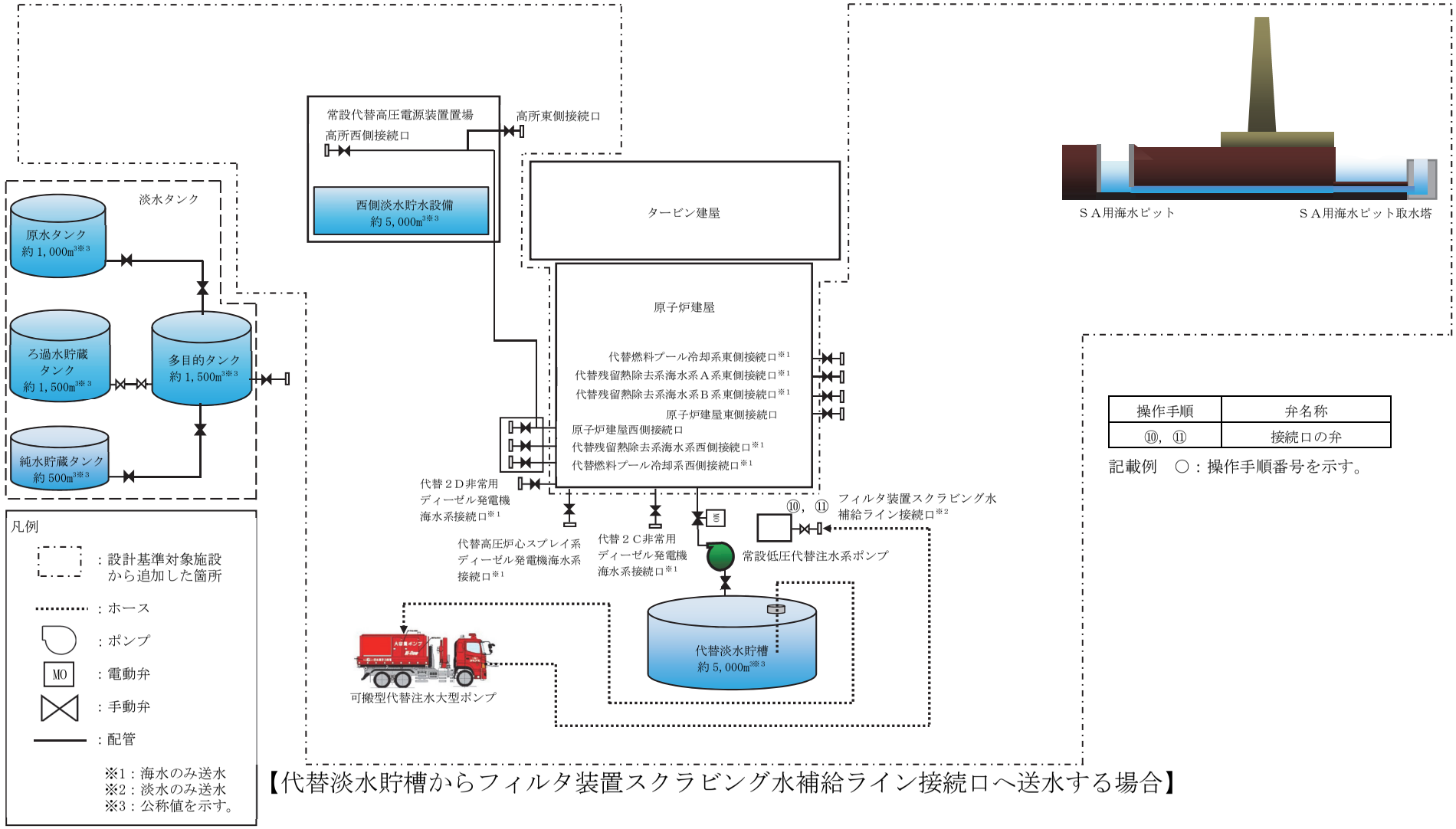


操作手順	弁名称
⑩，⑪	接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

【西側淡水貯水設備からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口へ送水する場合】

第 1.13－6 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（9／11）

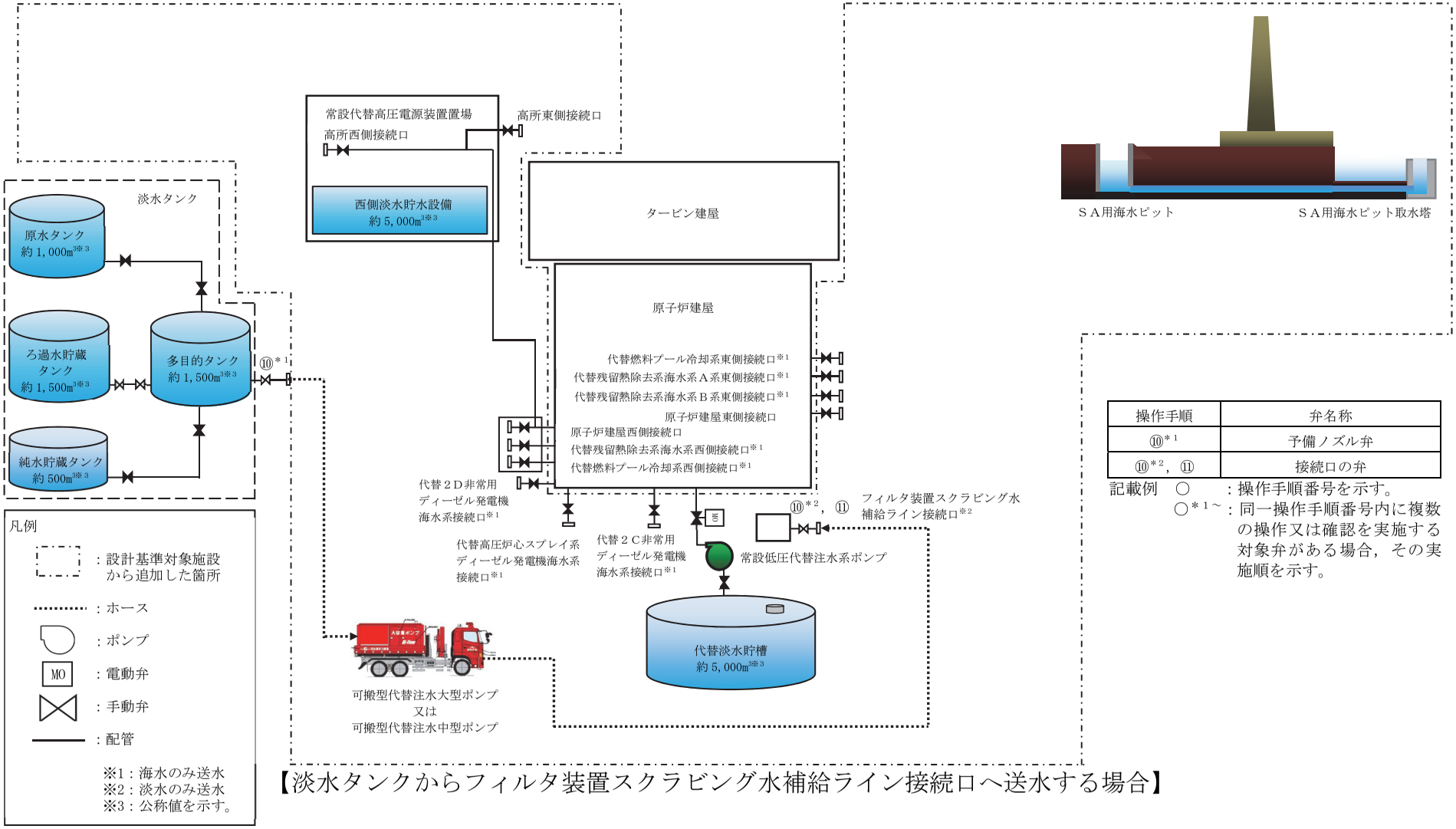


操作手順	弁名称
⑩，⑪	接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

【代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口へ送水する場合】

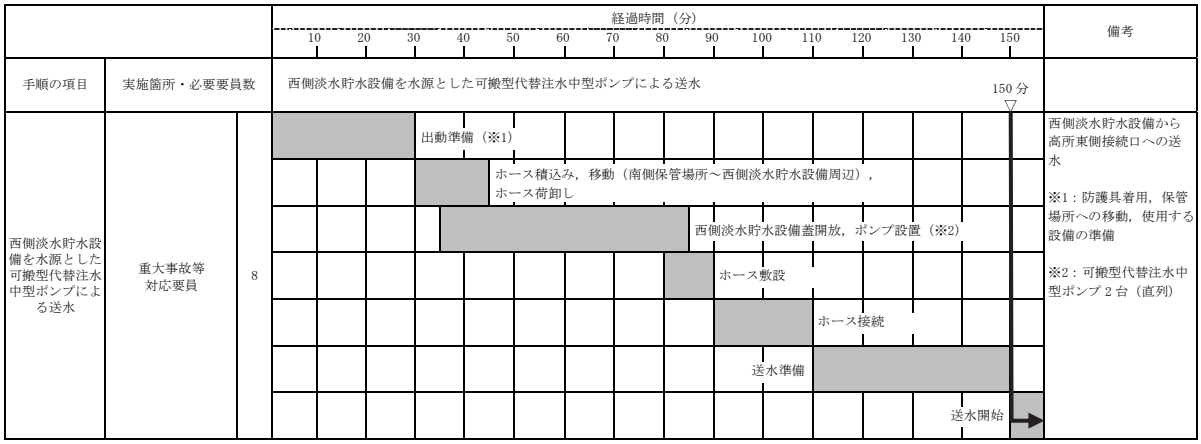
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（10／11）



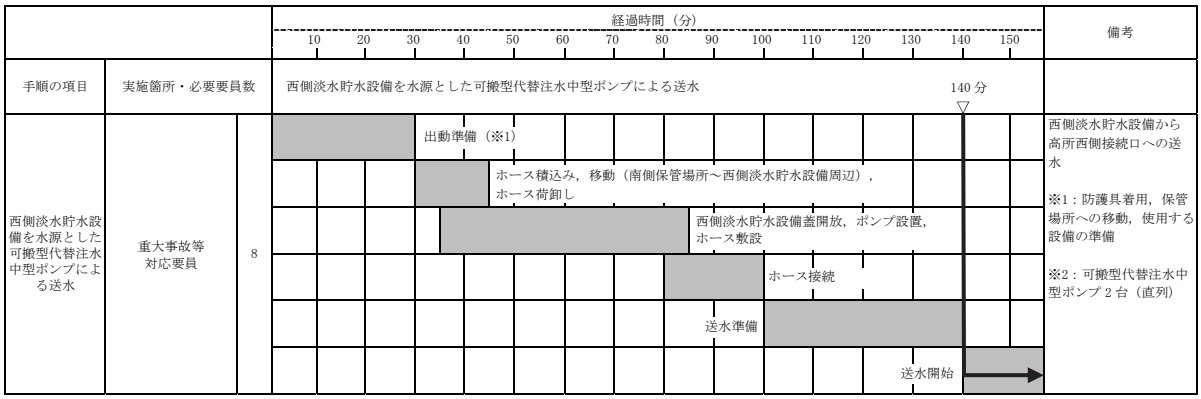
操作手順	弁名称
⑩※1	予備ノズル弁
⑩※2，⑪	接続口の弁

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。

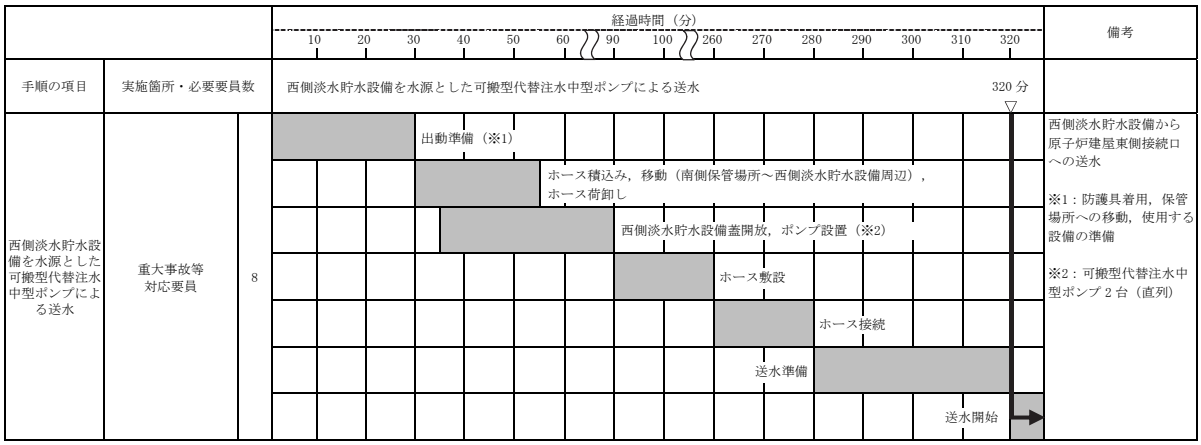
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（11／11）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所東側接続口への送水開始まで 160 分以内で可能である。】

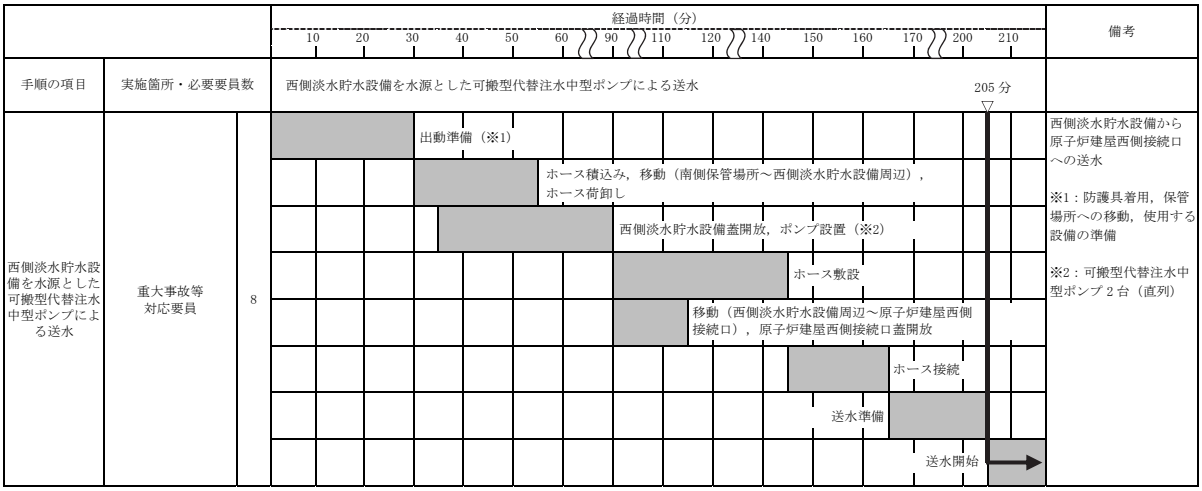


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所西側接続口への送水開始まで 140 分以内で可能である。】

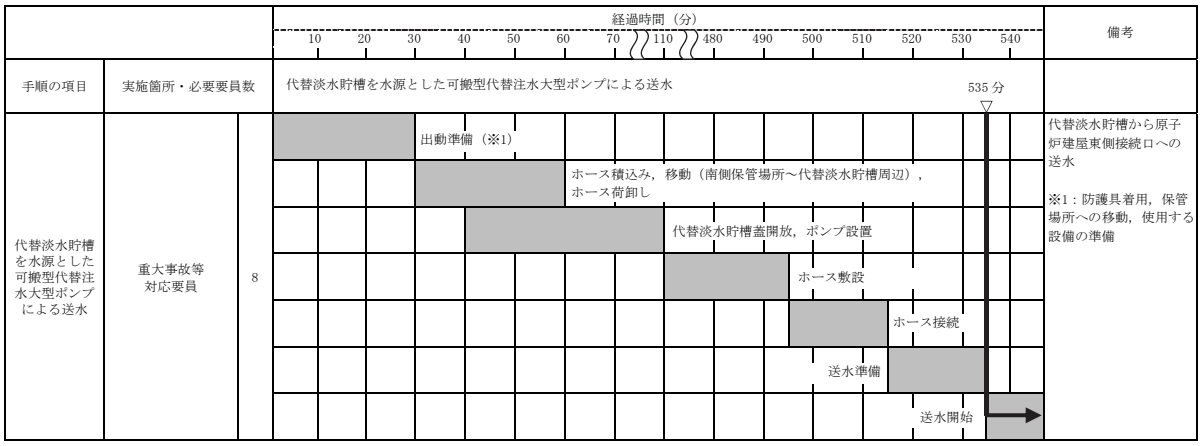


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 190 分以内で可能である。】

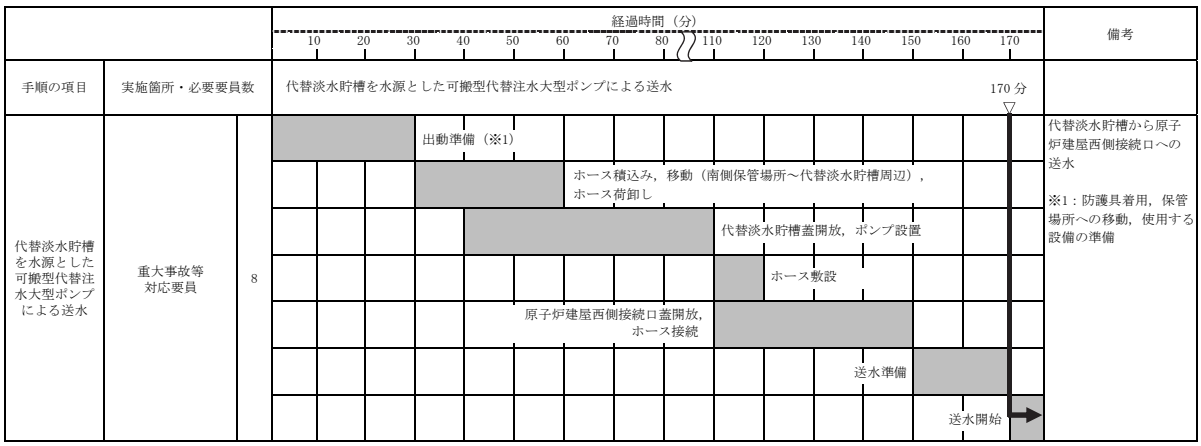
第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（1／6）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

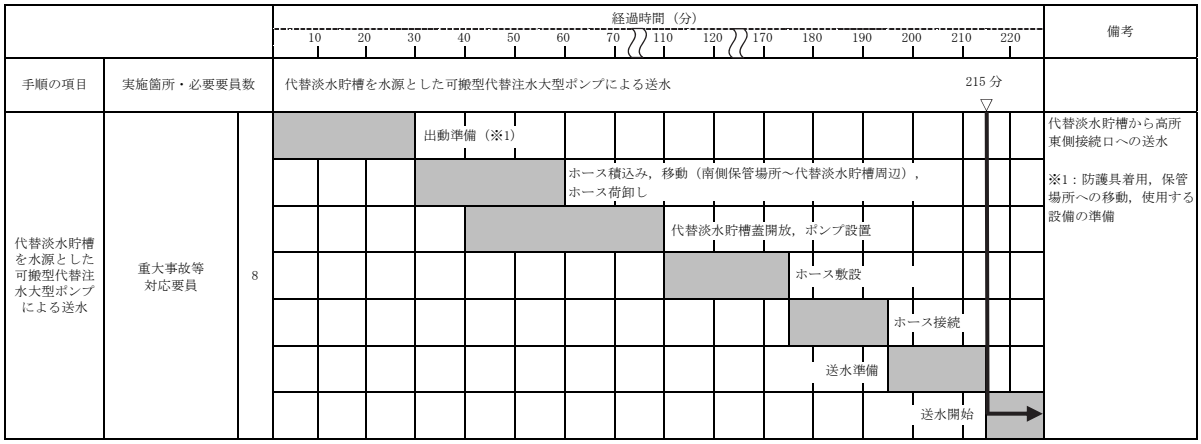


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 205 分以内で可能である。】

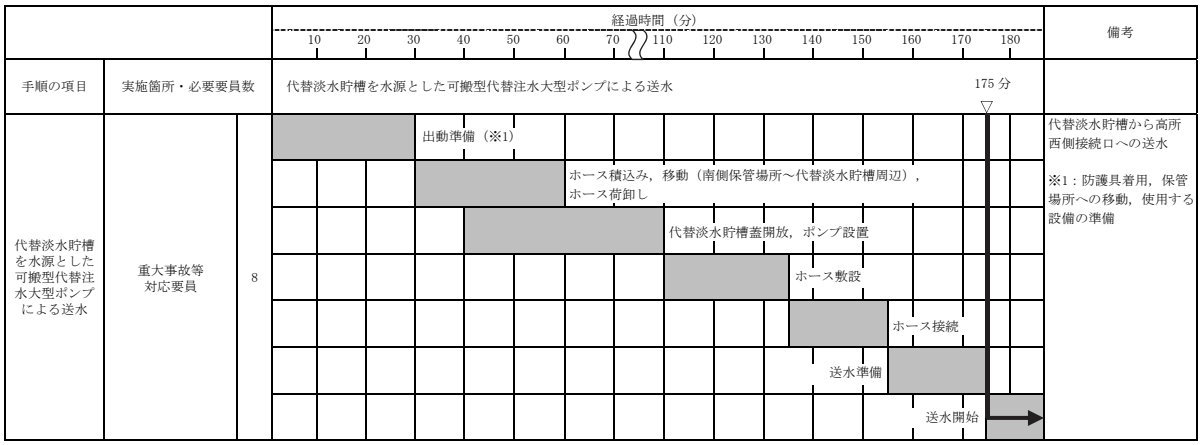


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

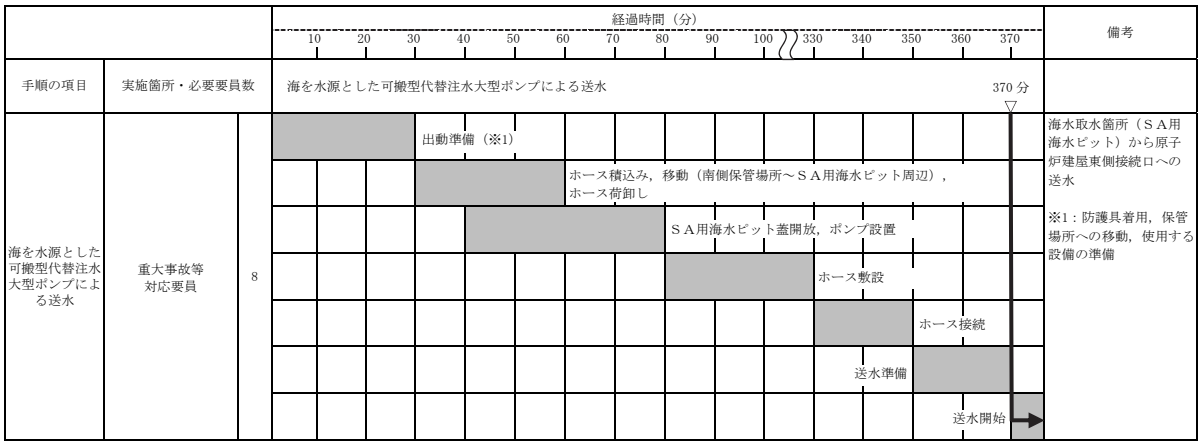
第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（2／6）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所東側接続口への送水開始まで 170 分以内で可能である。】

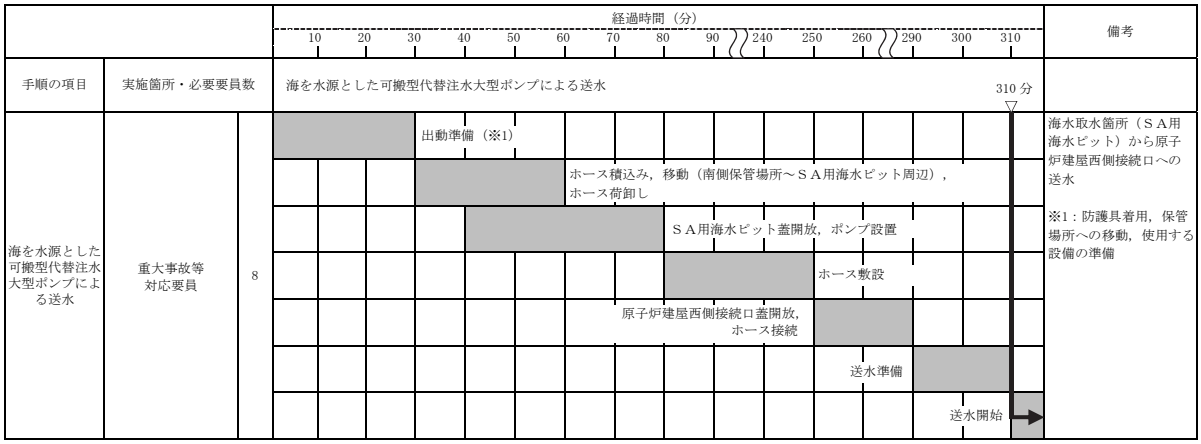


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所西側接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

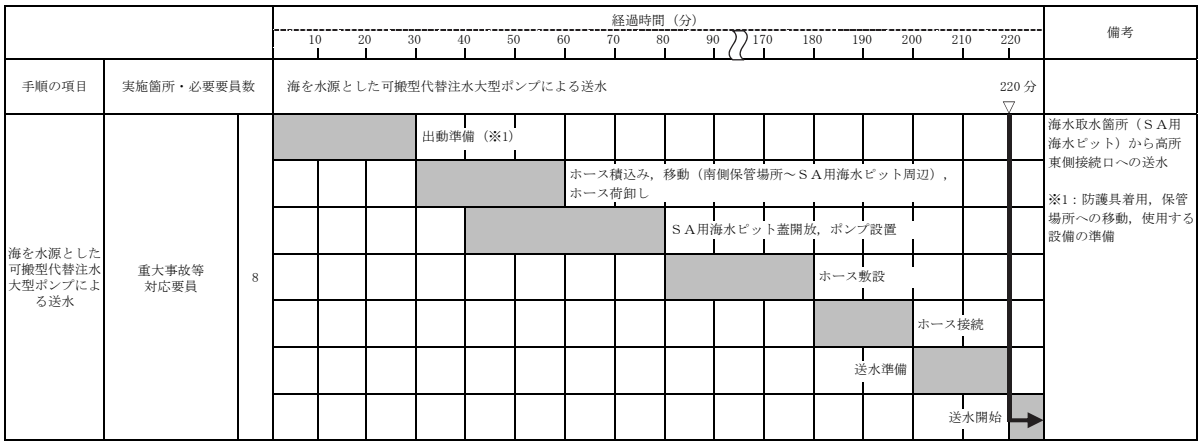


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 135 分以内で可能である。】

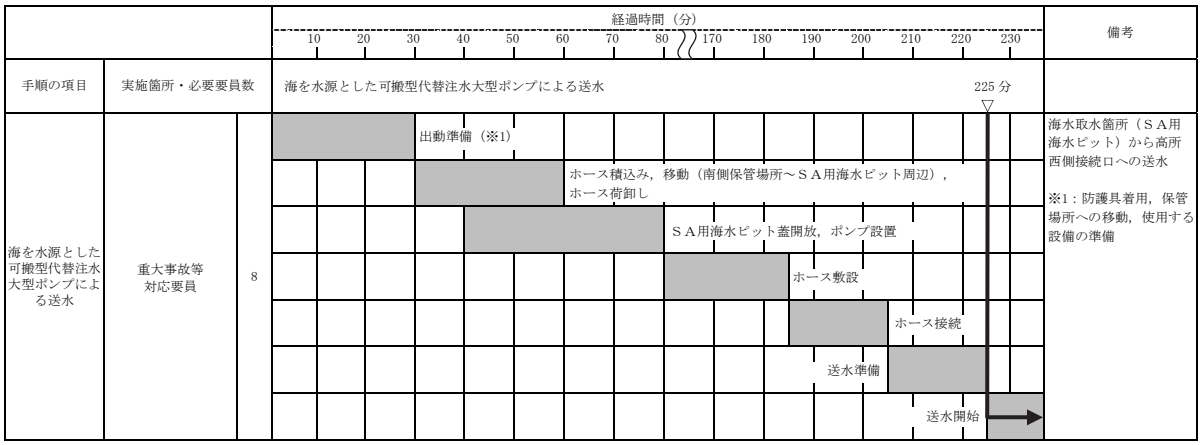
第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（3／6）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 150 分以内で可能である。】

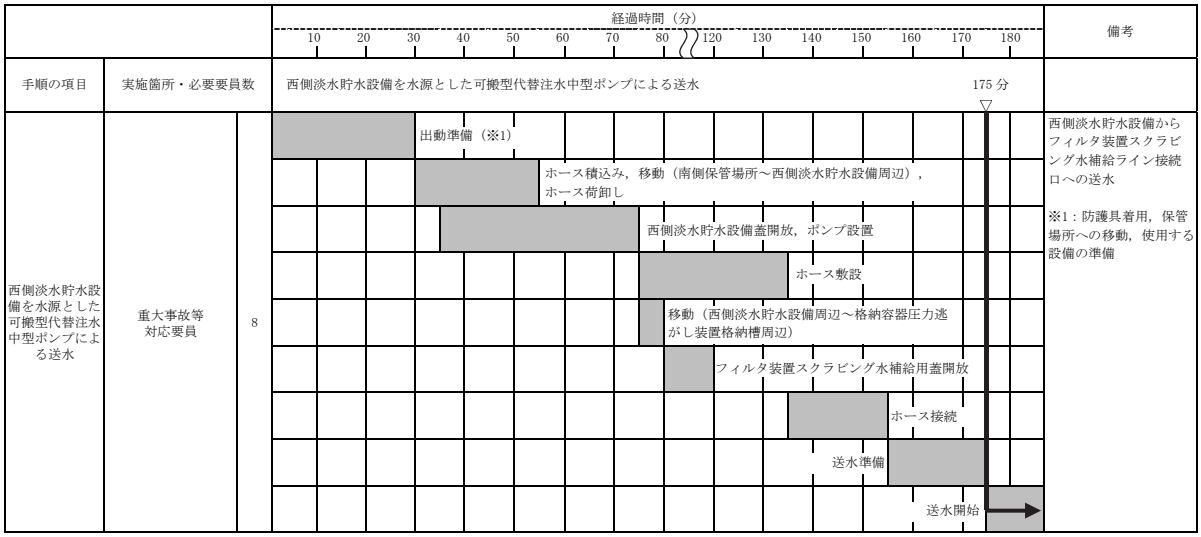


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所東側接続口への送水開始まで 155 分以内で可能である。】

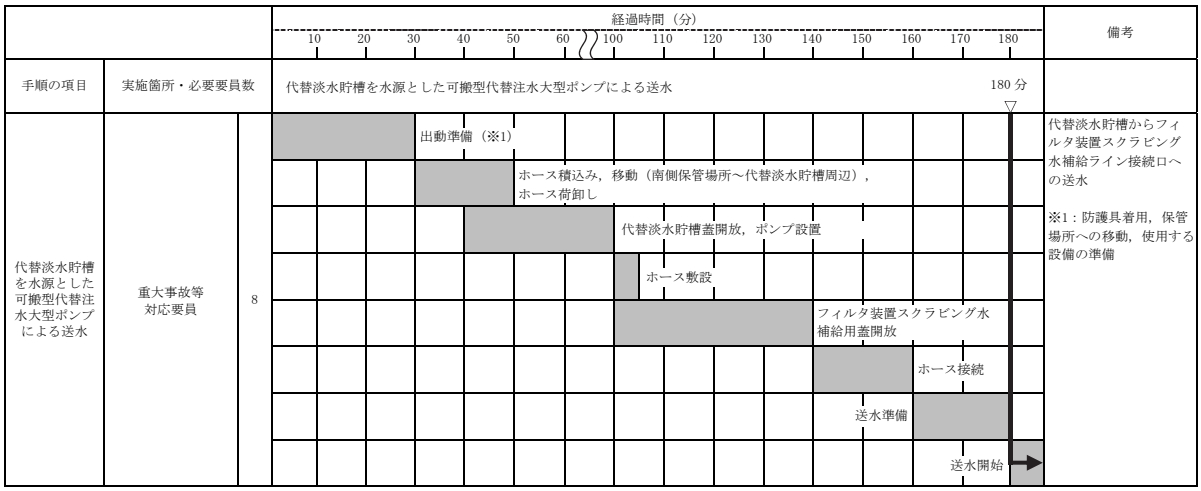


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所西側接続口への送水開始まで 150 分以内で可能である。】

第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（4／6）

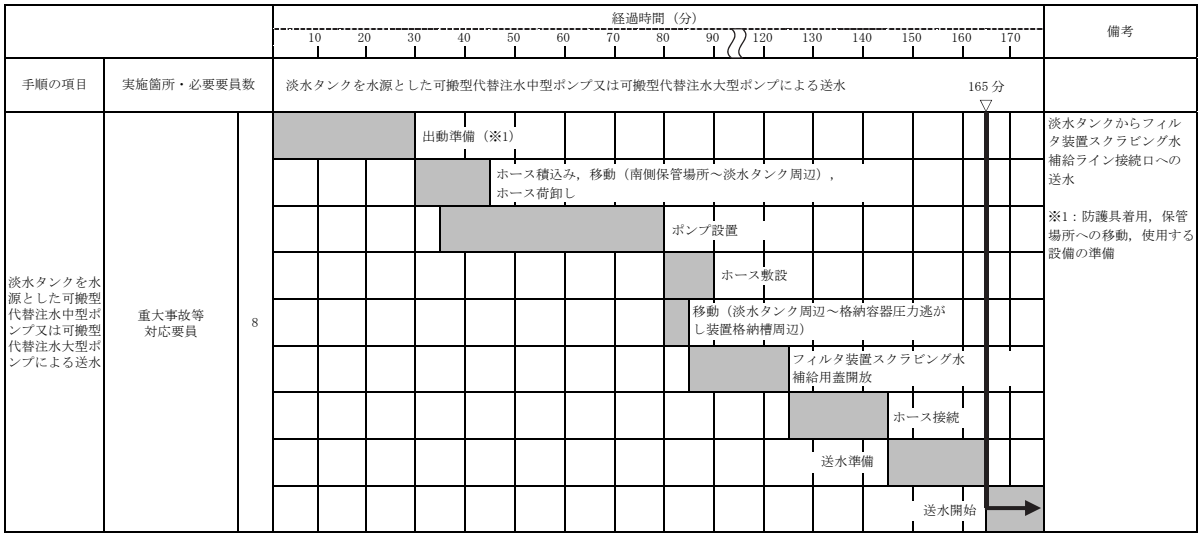


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】



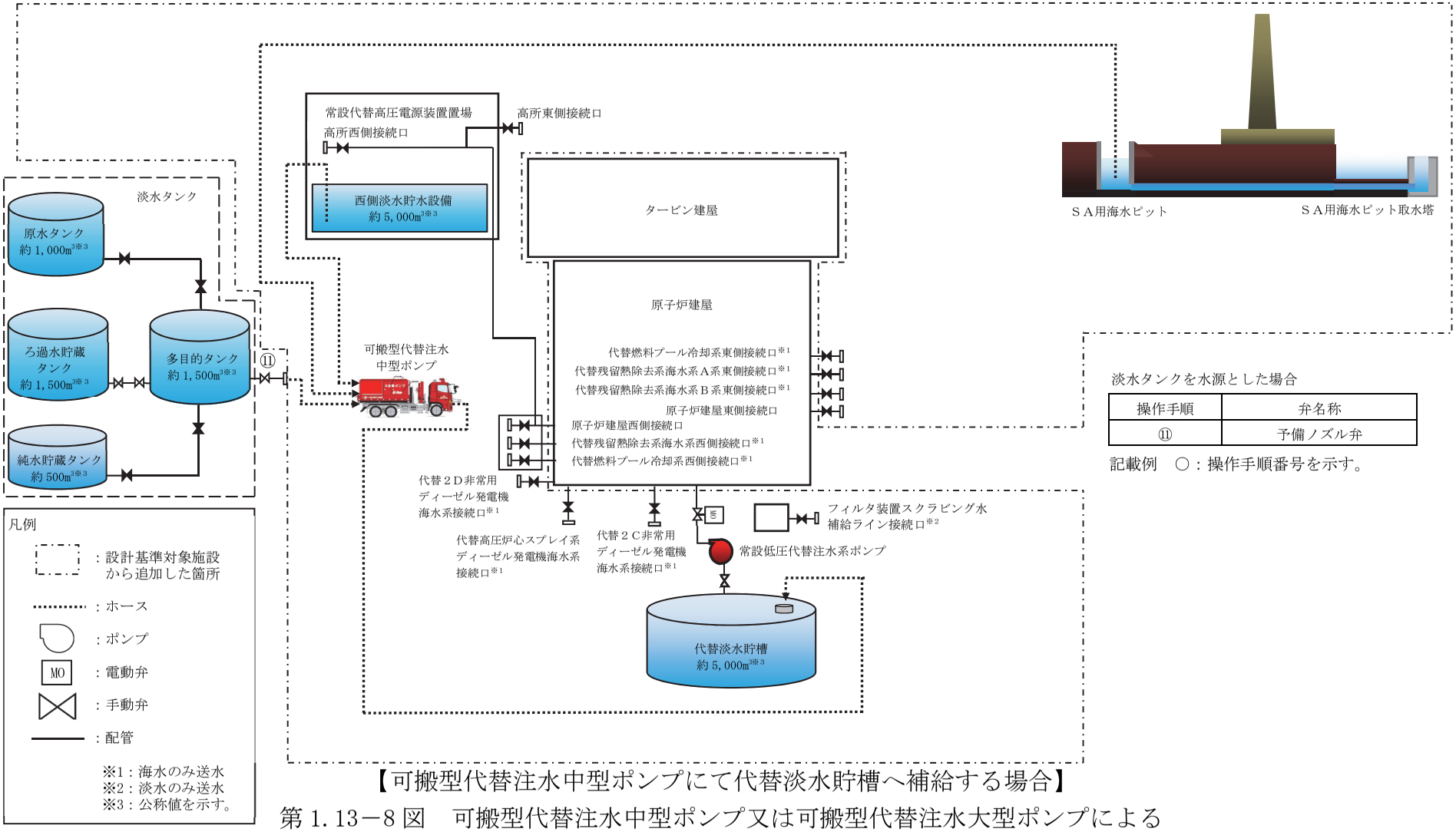
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで 180 分以内で可能である。】

第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（5／6）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（6／6）



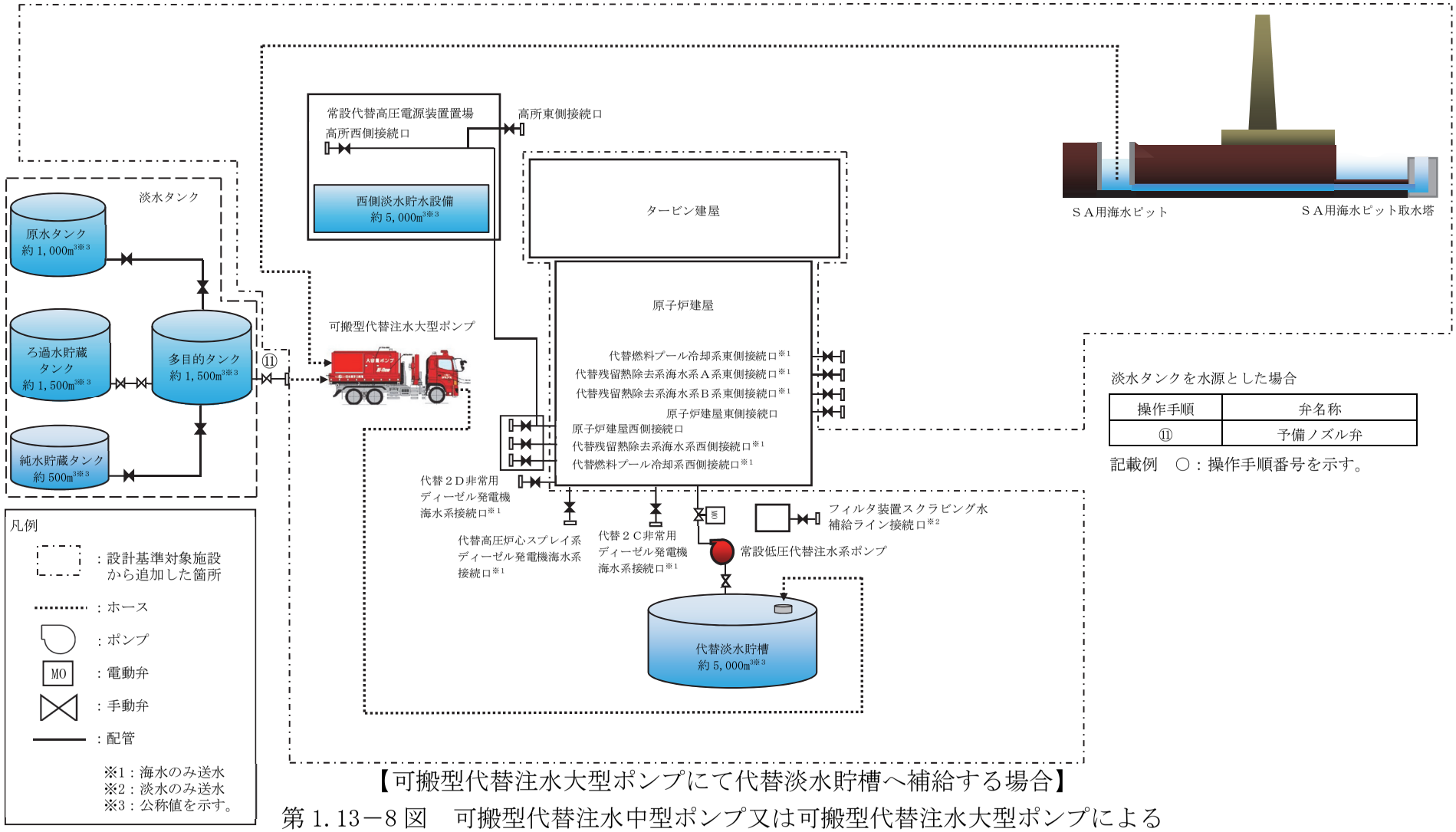
淡水タンクを水源とした場合

操作手順	弁名称
⑪	予備ノズル弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

【可搬型代替注水中型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第1.13－8図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）概要図（1／2）



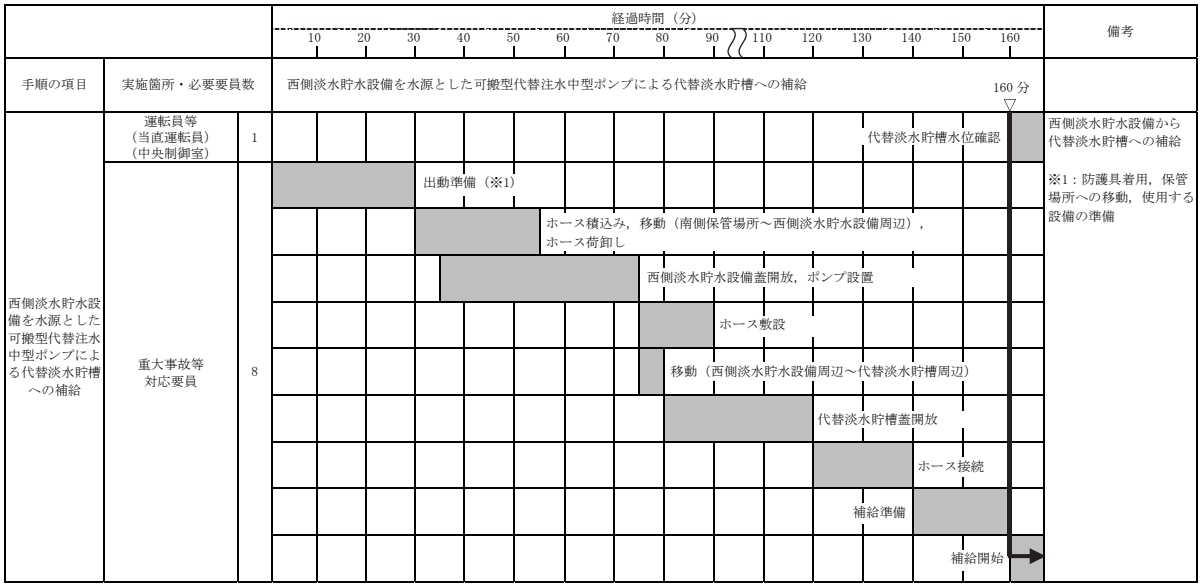
淡水タンクを水源とした場合

操作手順	弁名称
⑪	予備ノズル弁

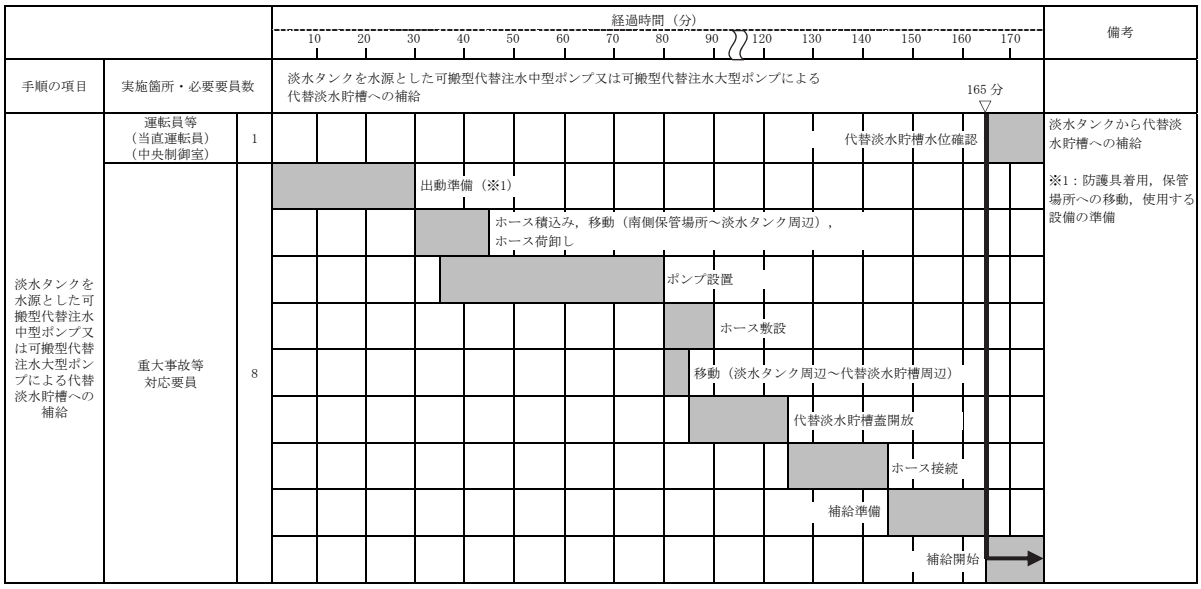
記載例　○：操作手順番号を示す。

【可搬型代替注水大型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第1.13－8図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）概要図（2／2）

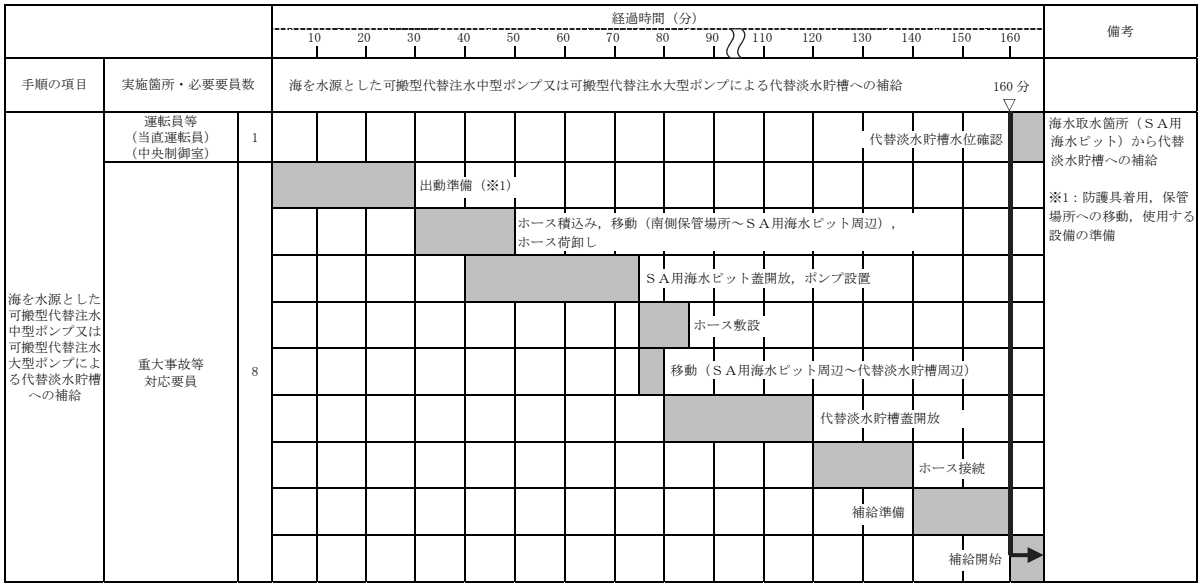


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 160 分以内で可能である。】



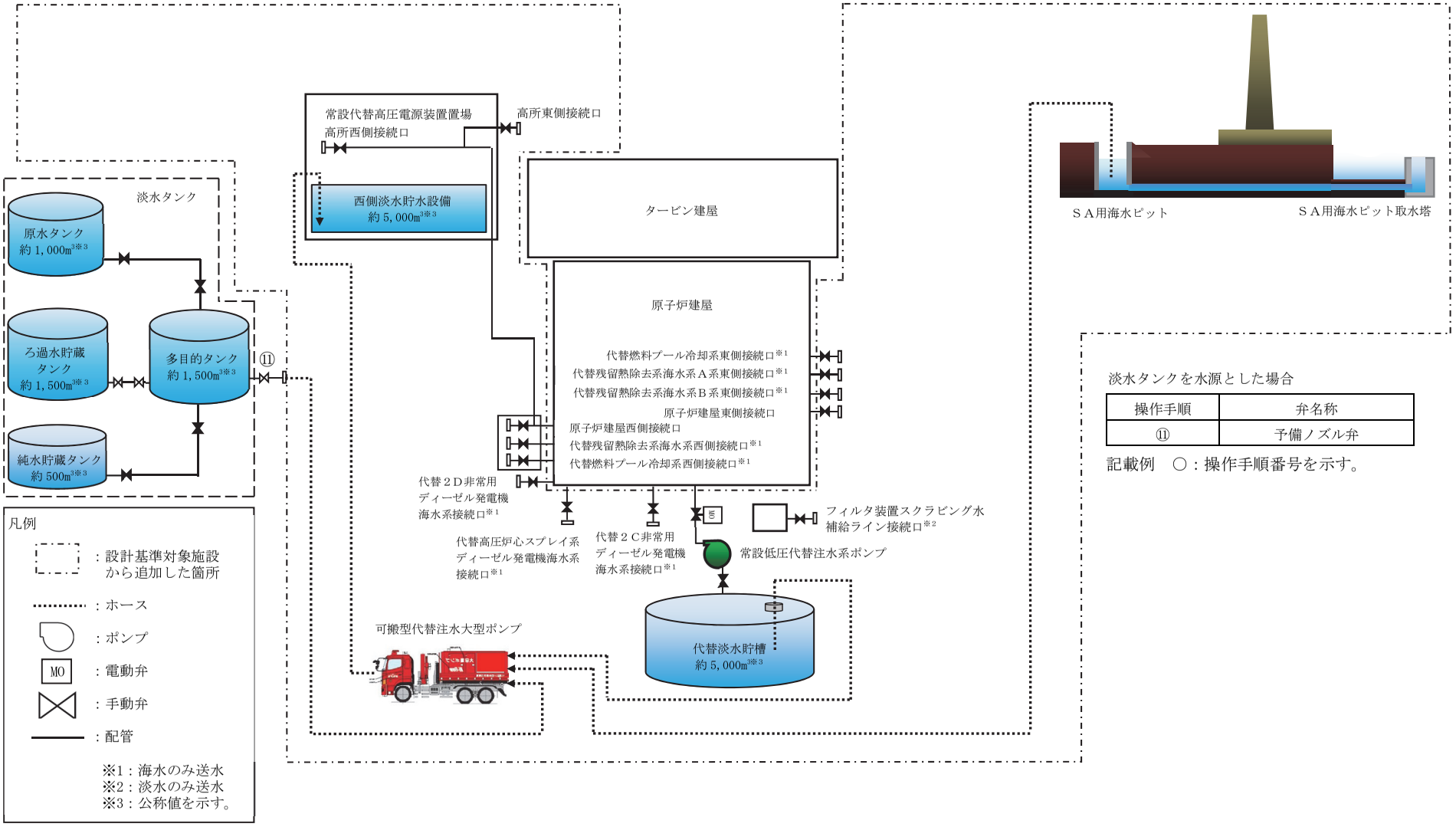
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 165 分以内で可能である。】

第 1.13－9 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）タイムチャート（1／2）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 160 分以内で可能である。】

第 1.13－9 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）タイムチャート（2／2）

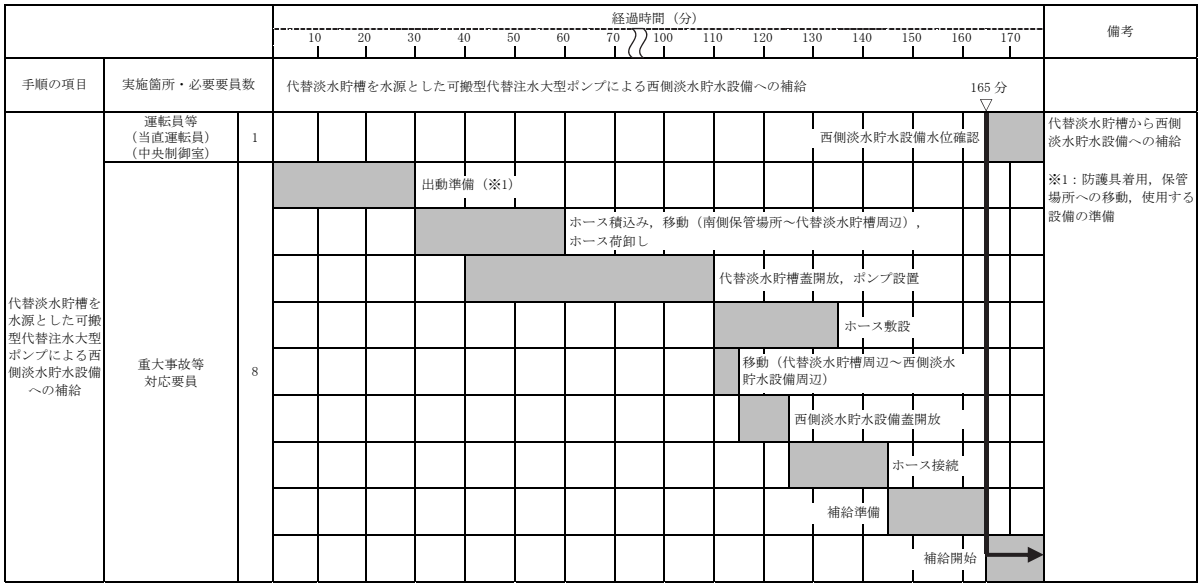


淡水タンクを水源とした場合

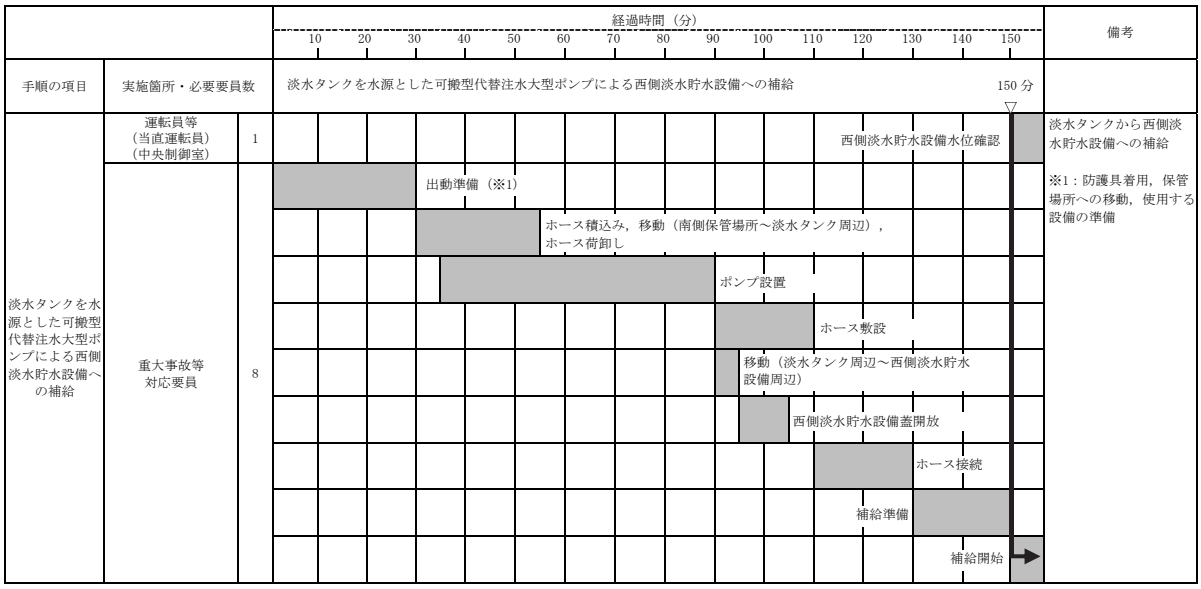
操作手順	弁名称
⑪	予備ノズル弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

第1.13－10図　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）概要図

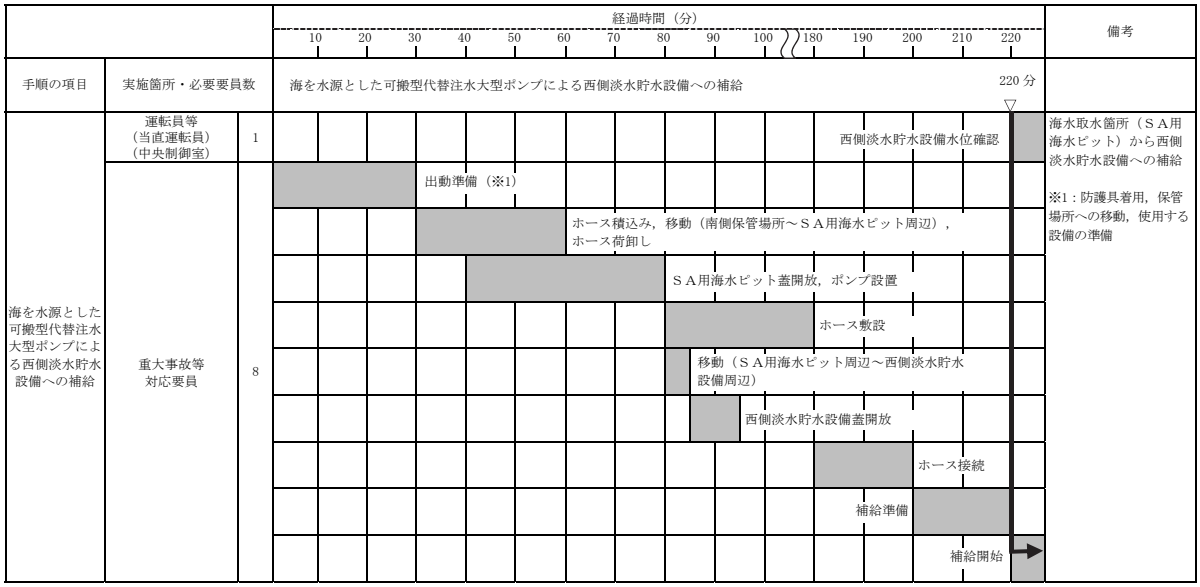


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 155 分以内で可能である。】



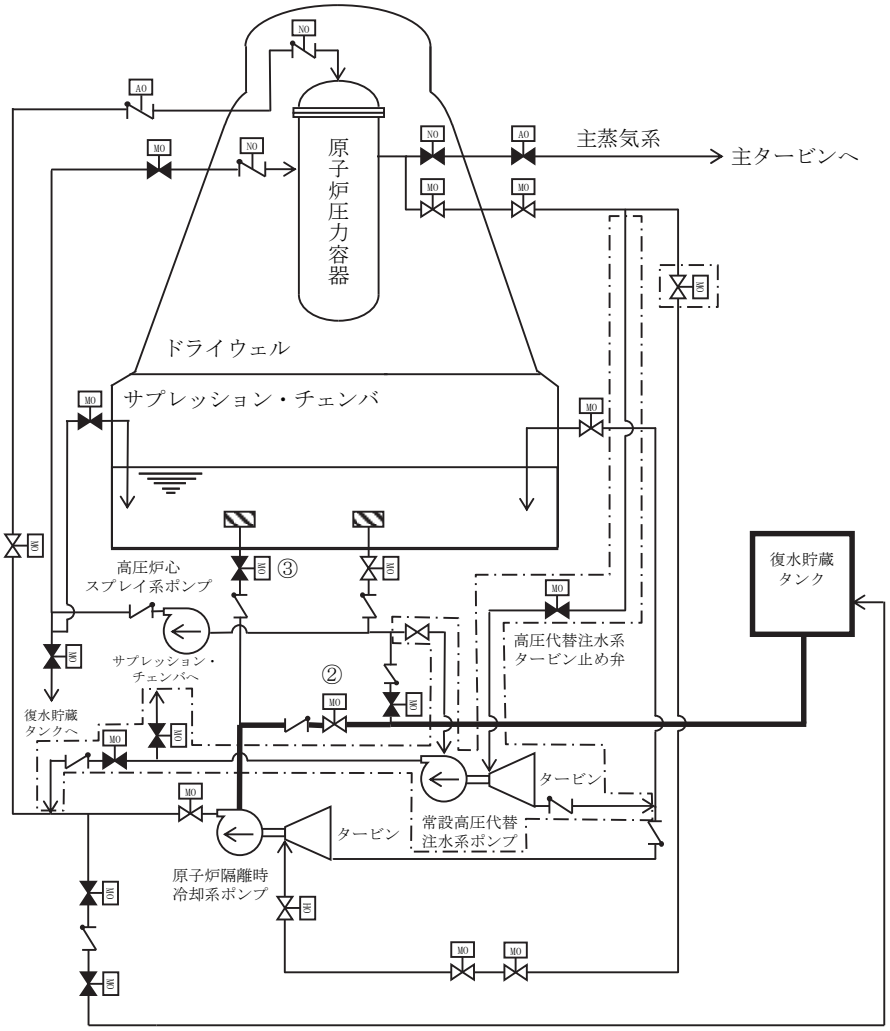
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 140 分以内で可能である。】

第 1.13－11 図　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）タイムチャート（1／2）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 130 分以内で可能である。】

第 1.13－11 図　可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）タイムチャート（2／2）



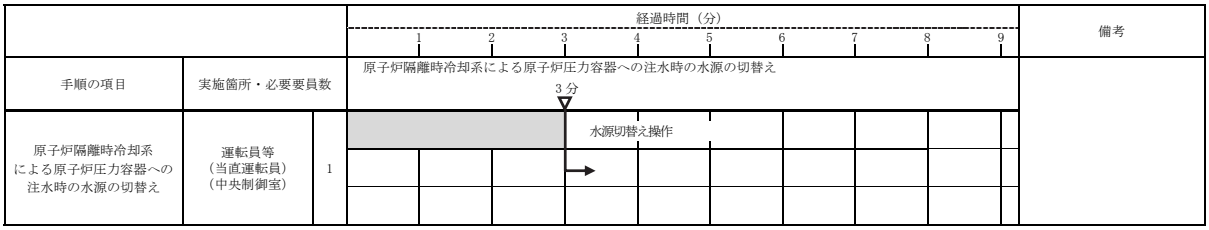
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
HO	油圧駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

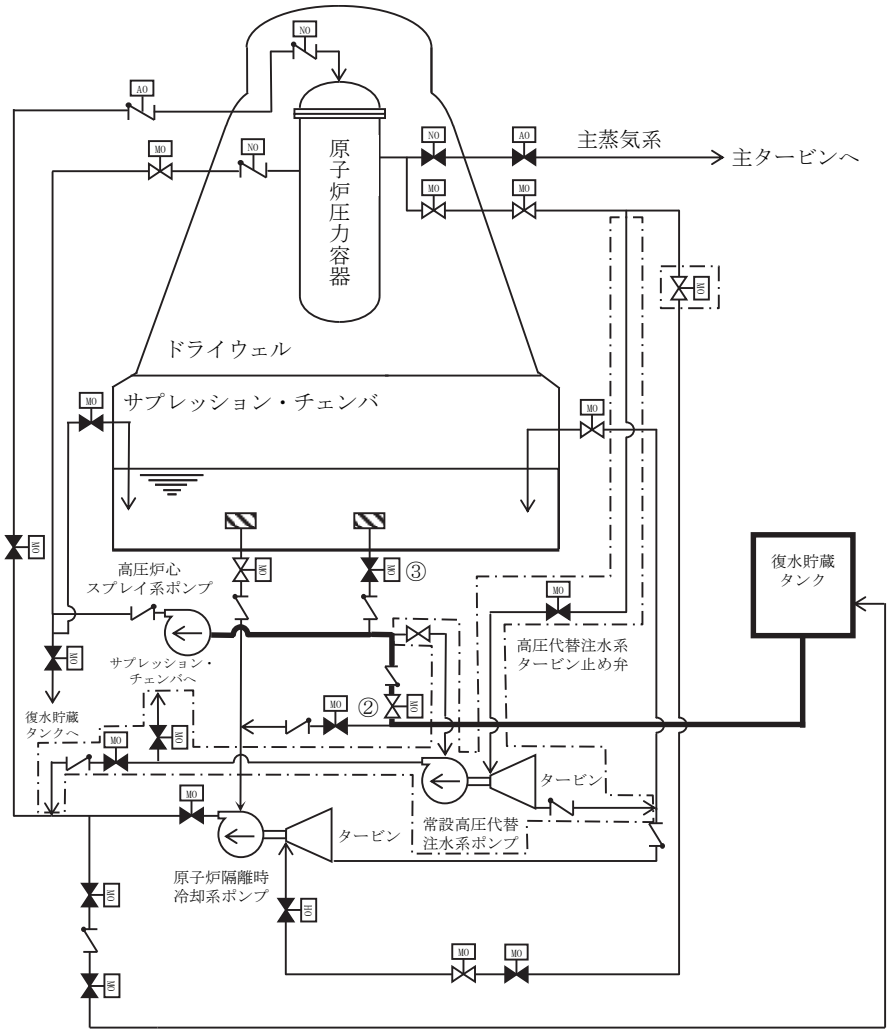
操作手順	弁名称
②	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
③	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。

第 1.13－12 図　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え概要図



第 1.13－13 図　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の
水源の切替えタイムチャート



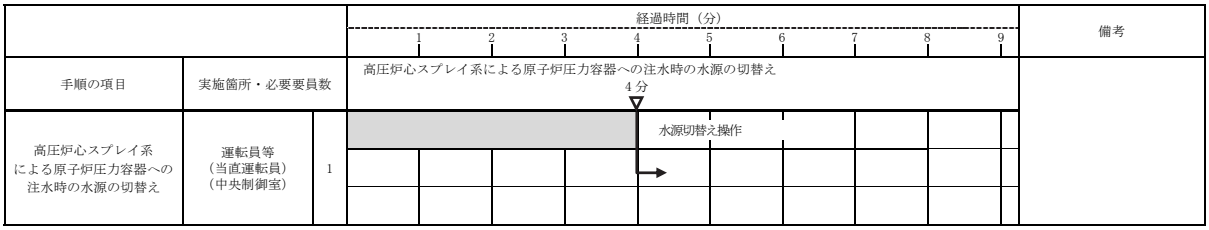
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
HO	油圧駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）
③	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）

記載例　○　　：操作手順番号を示す。

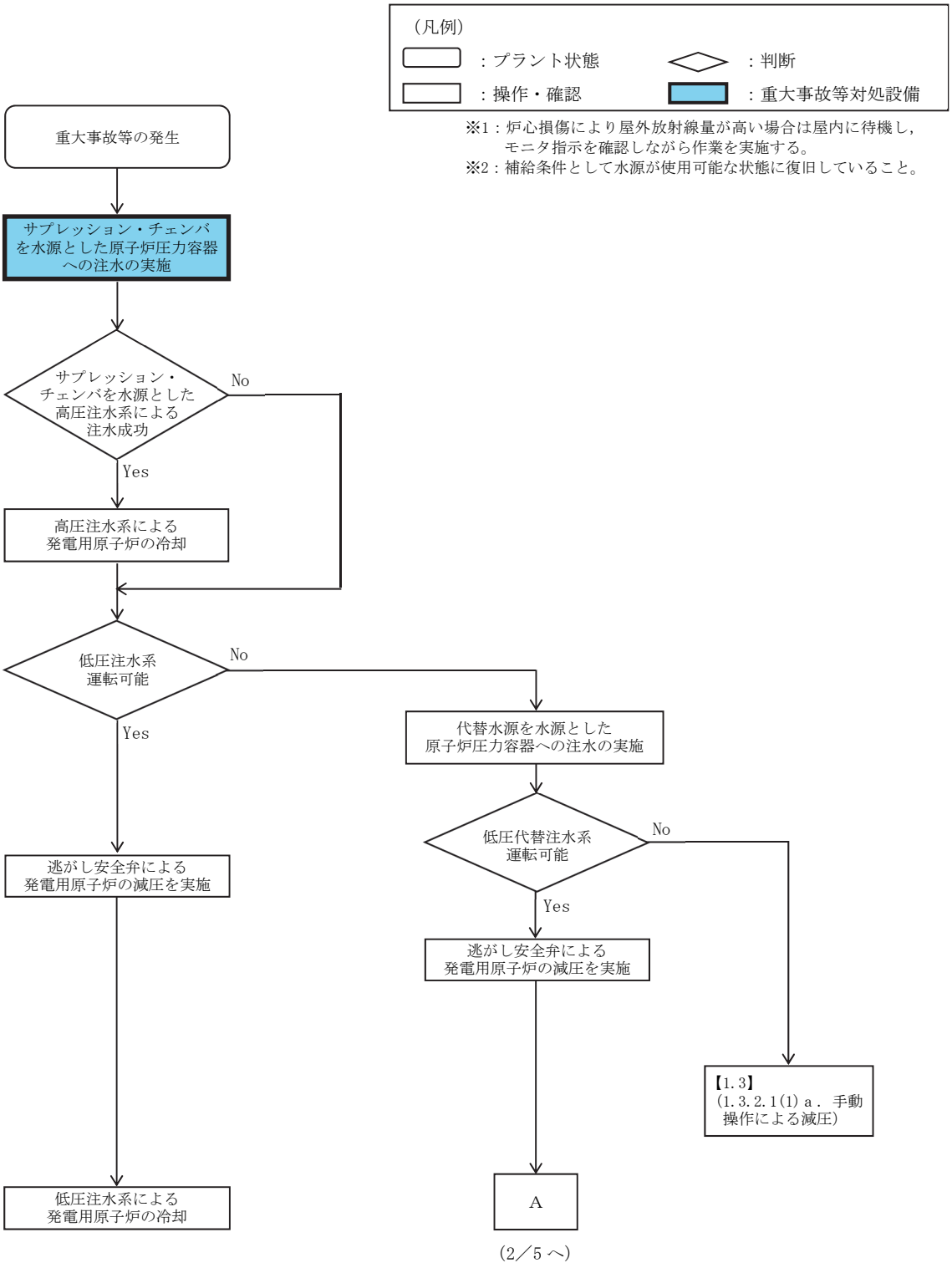
第 1.13－14 図　高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え概要図



第 1.13－15 図　高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の
水源の切替えタイムチャート

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

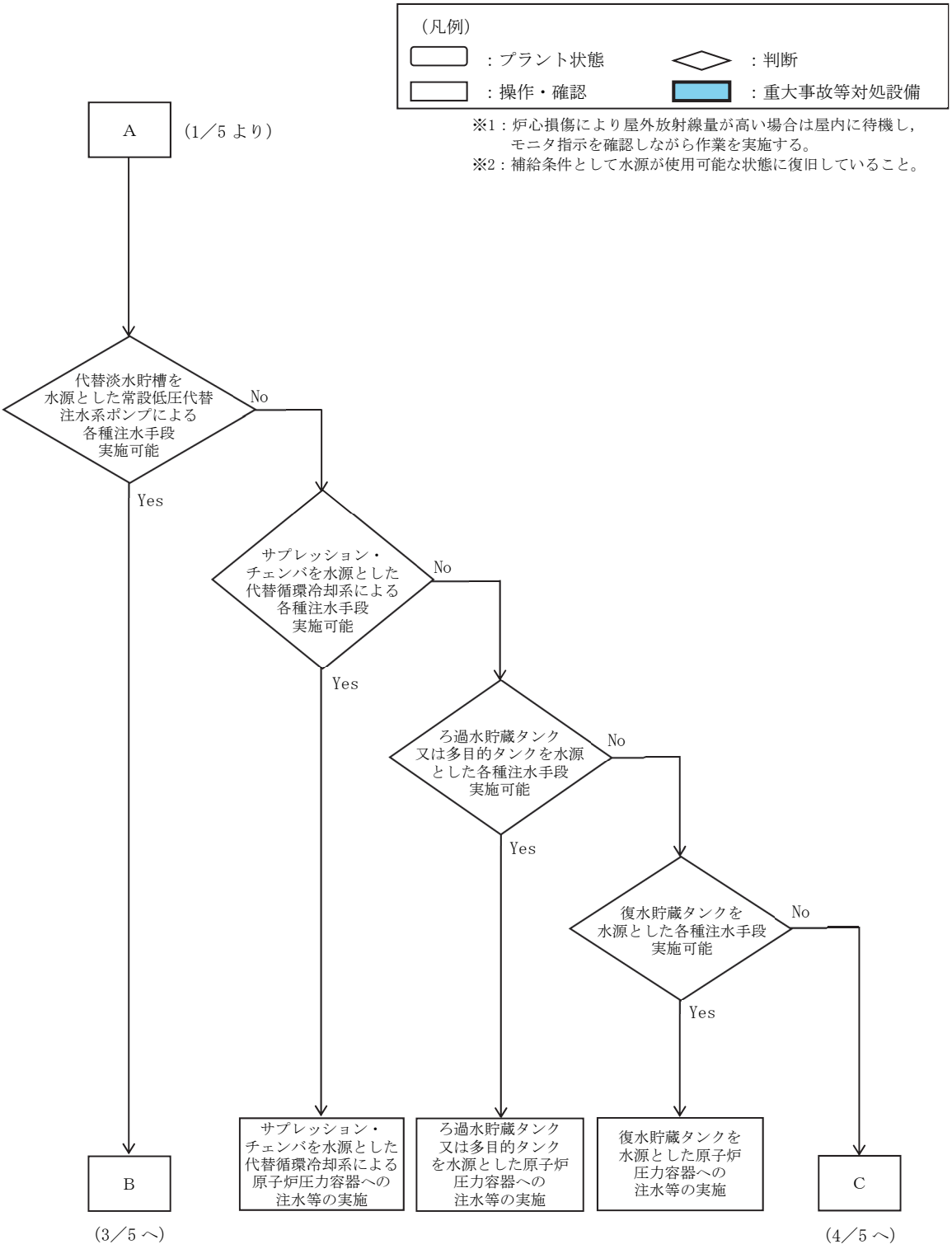
(1)　常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択（1／3）



第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／5）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

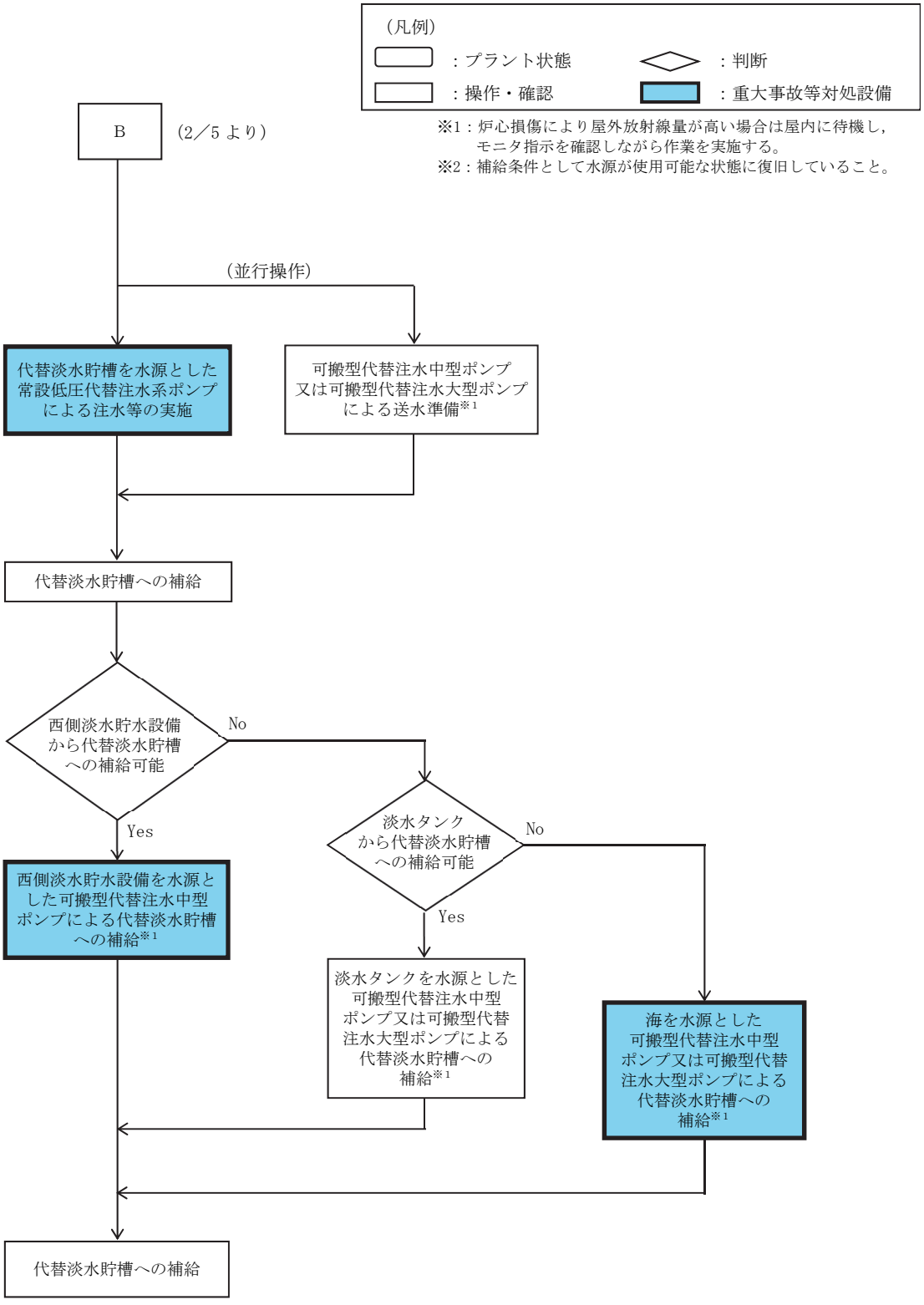
(1)　常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択（2／3）



第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／5）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

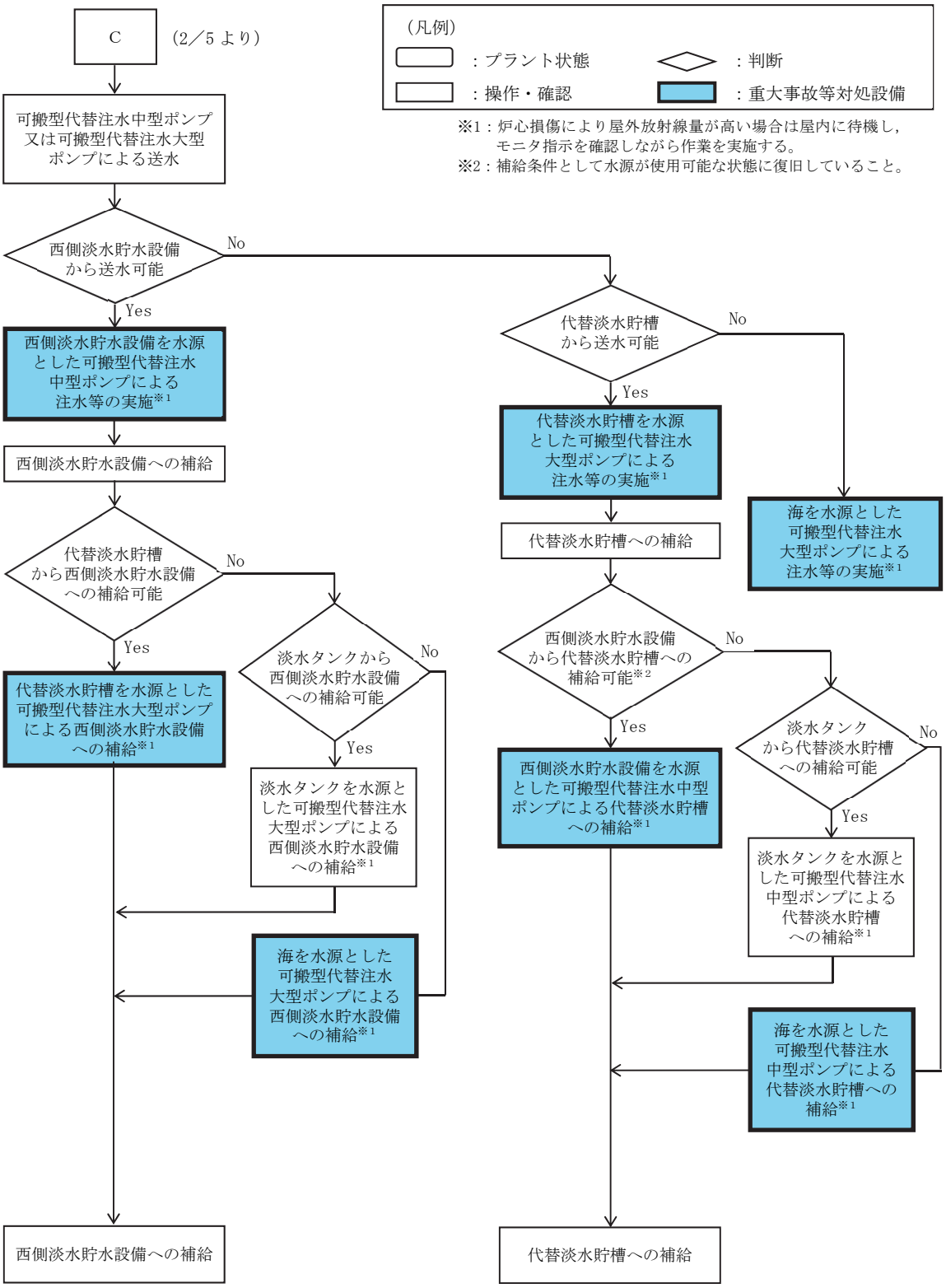
(1)　常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択（3／3）



第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3／5）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

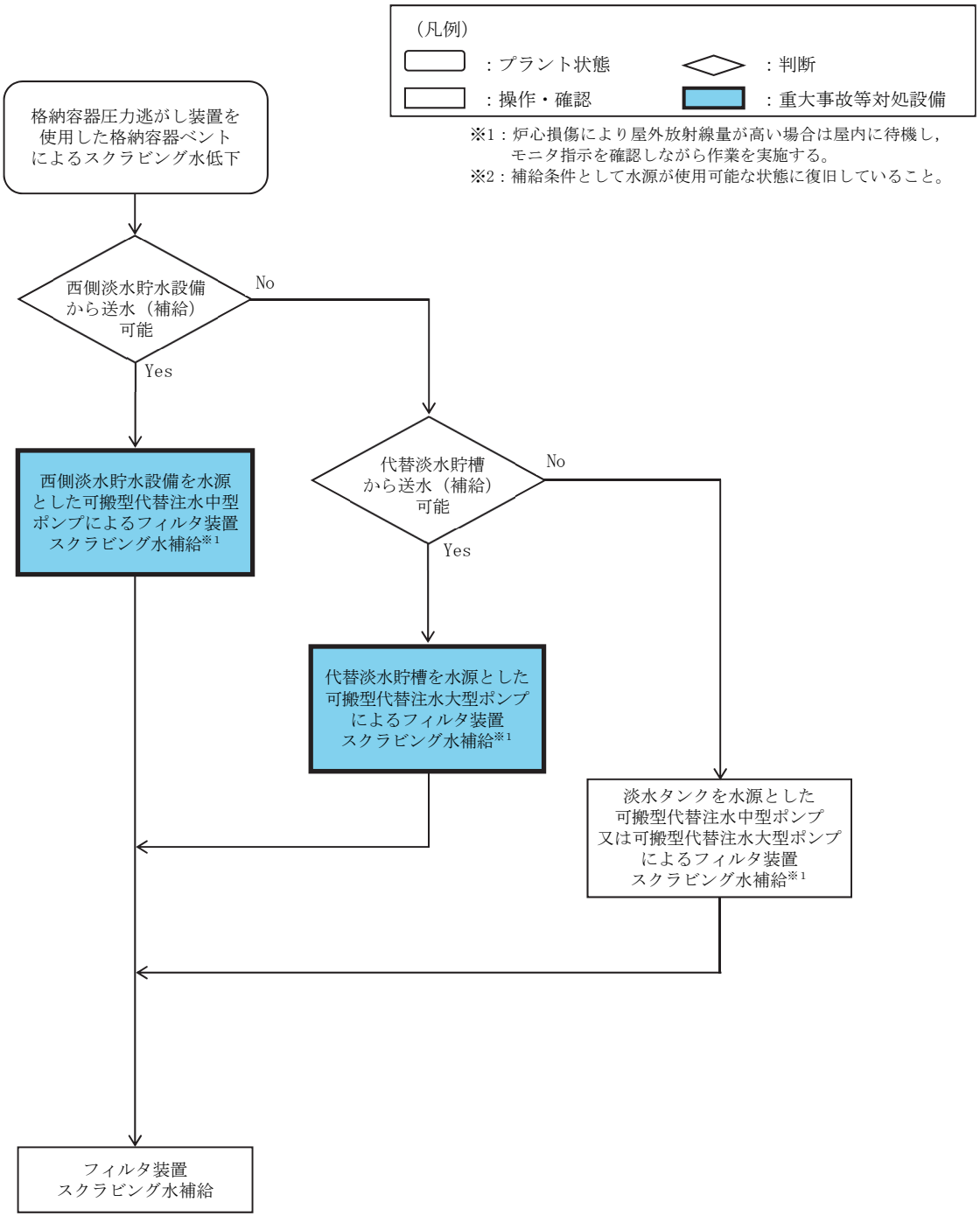
(2)　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用して注水等を行う場合の対応手段の選択



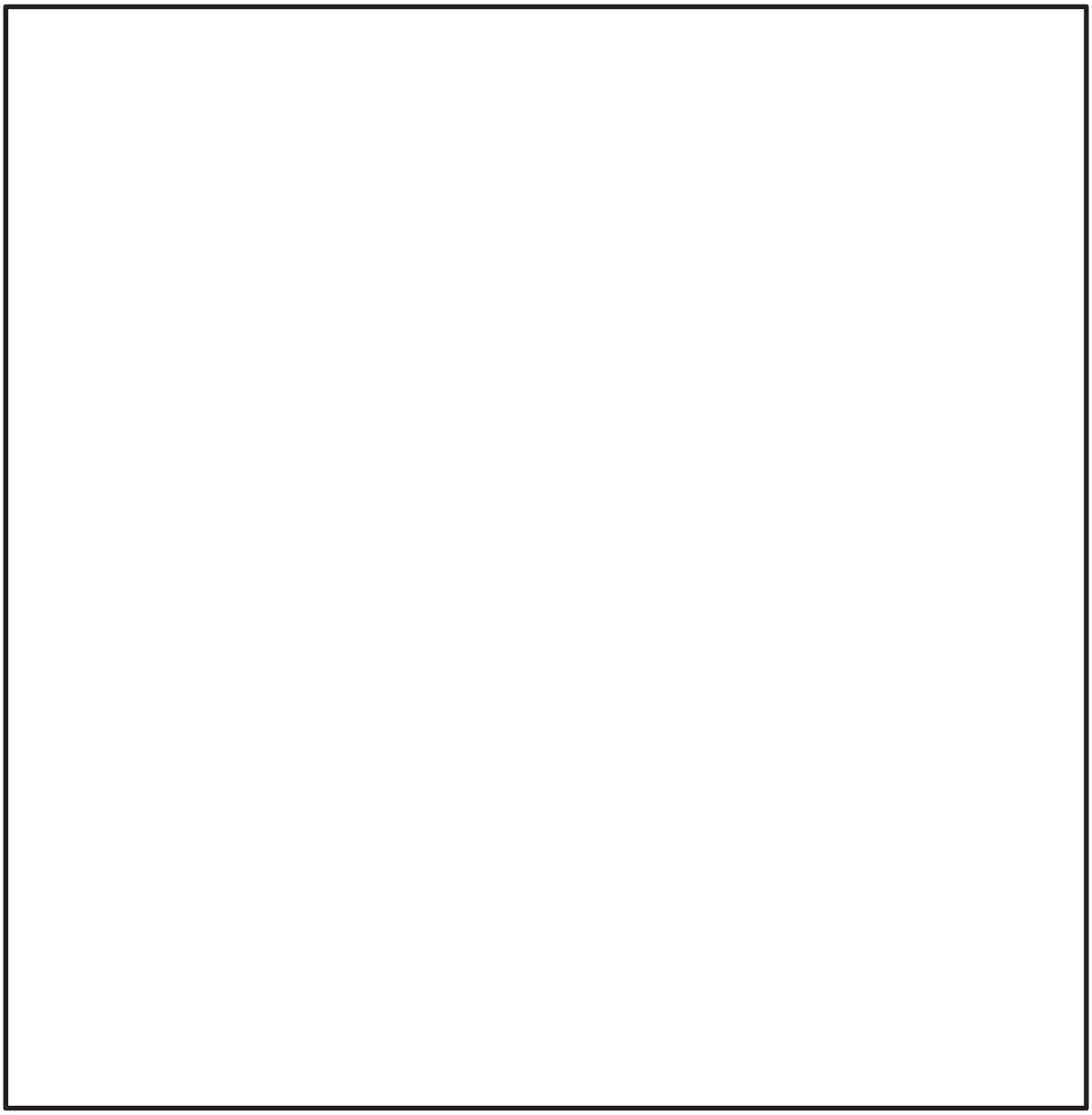
第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（4／5）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

(3)　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用してフィルタ装置スクラビング水を補給する場合の対応手段の選択



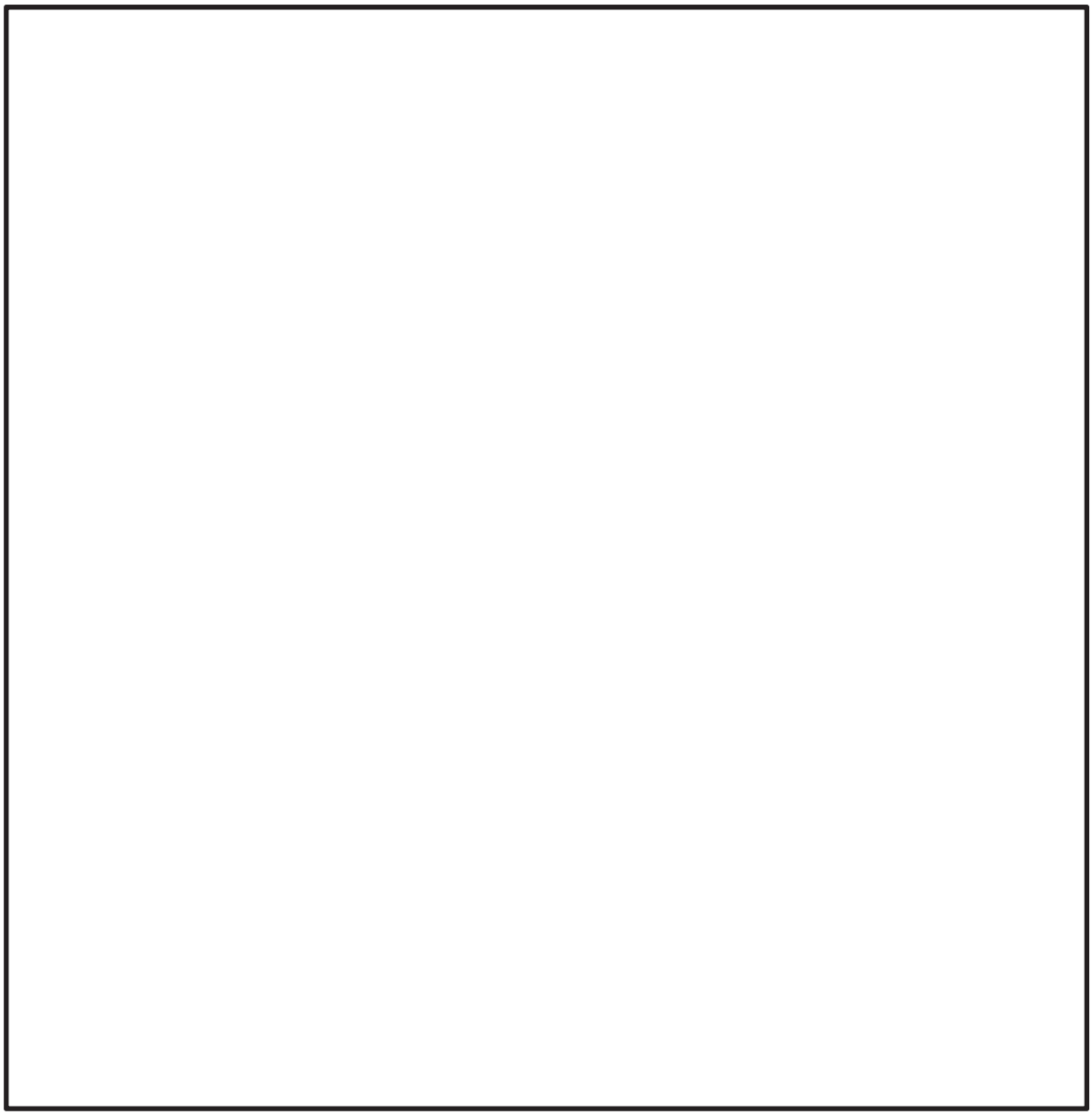
第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（5／5）



（高所東側接続口又は高所西側接続口への送水）

第 1.13－17 図　ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水）（1／2）

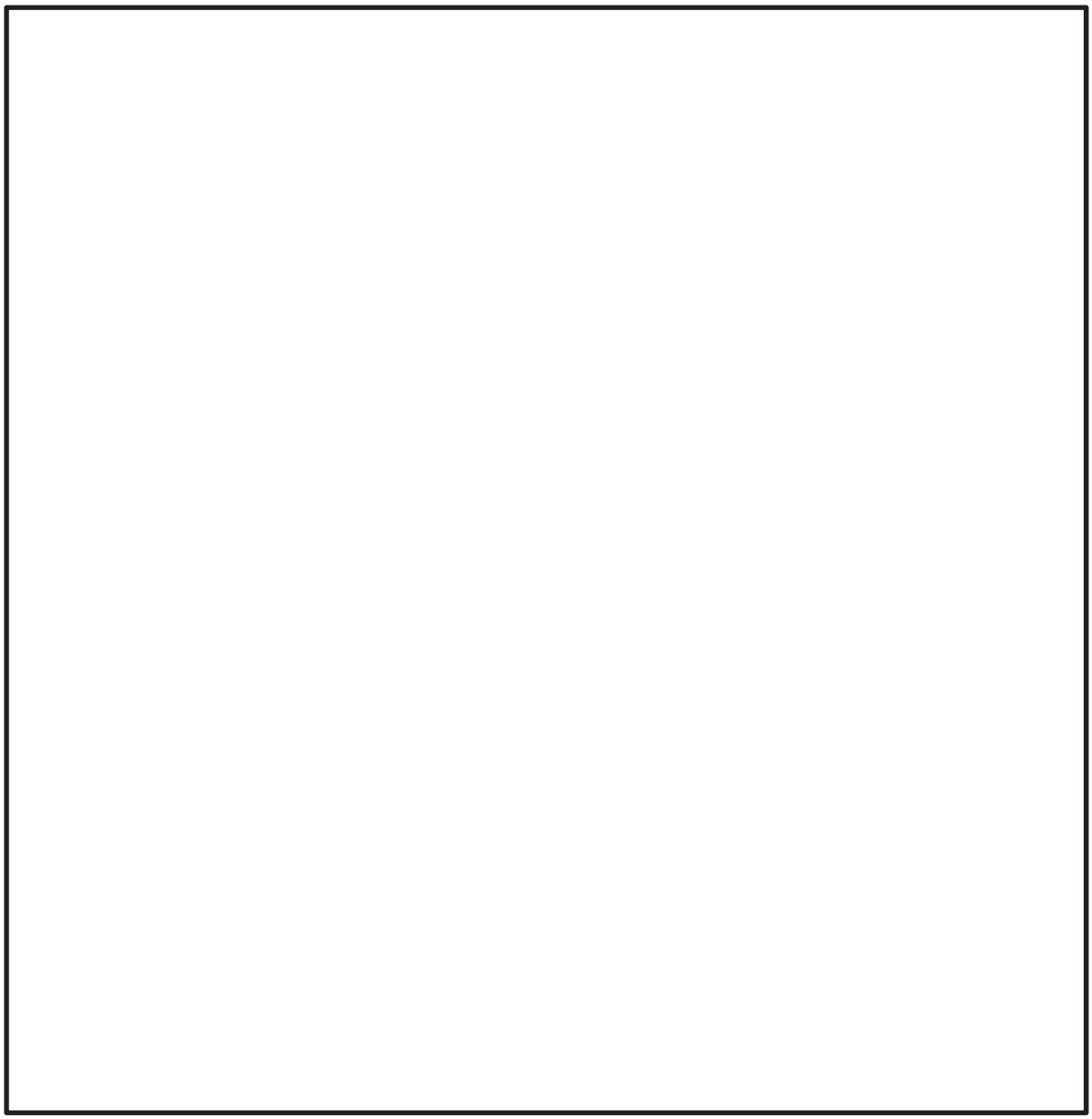
□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



（原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水）

第 1.13－17 図　ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水）（2／2）

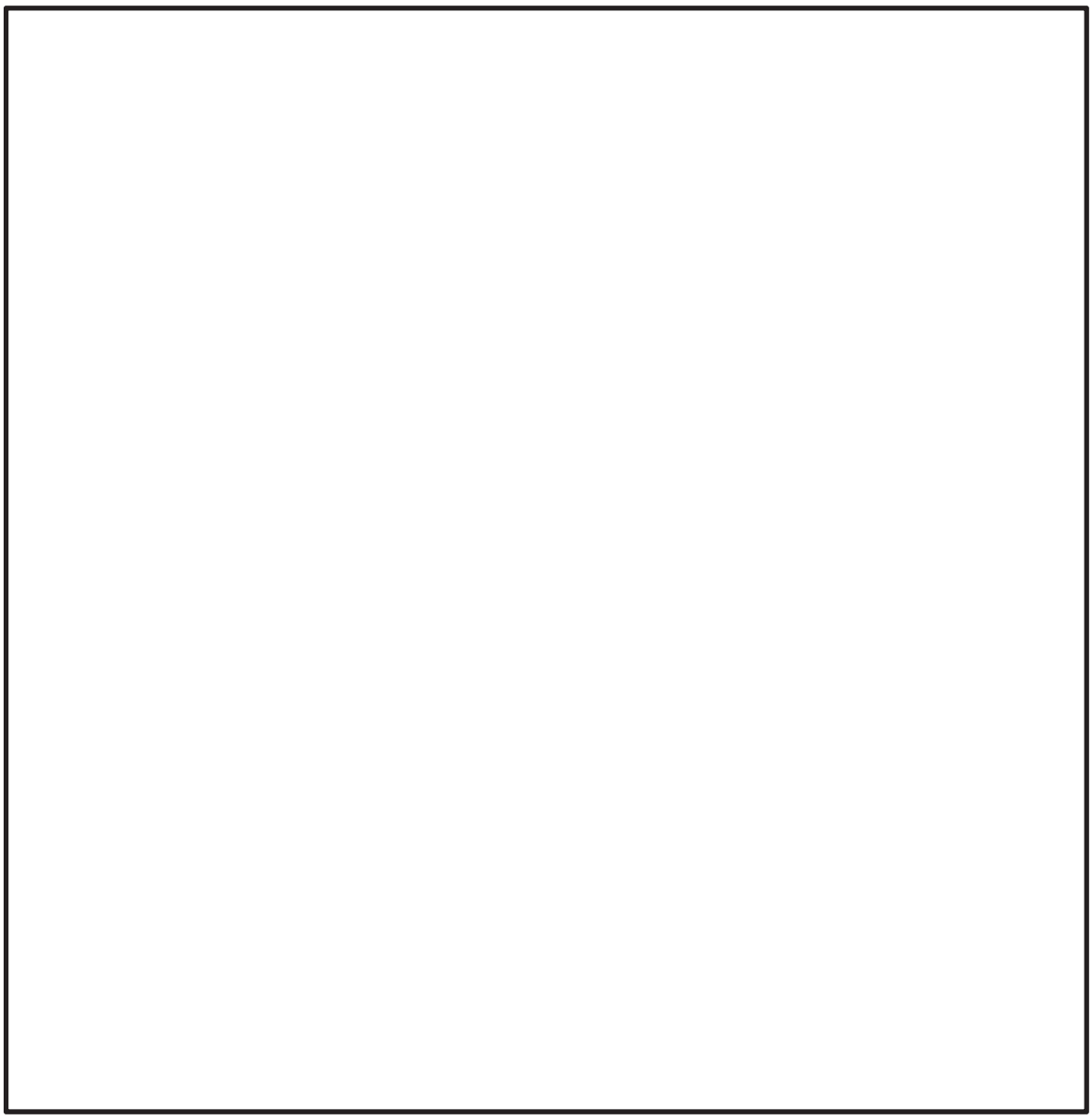
□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



（原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水）

第 1.13－18 図　ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）（1／2）

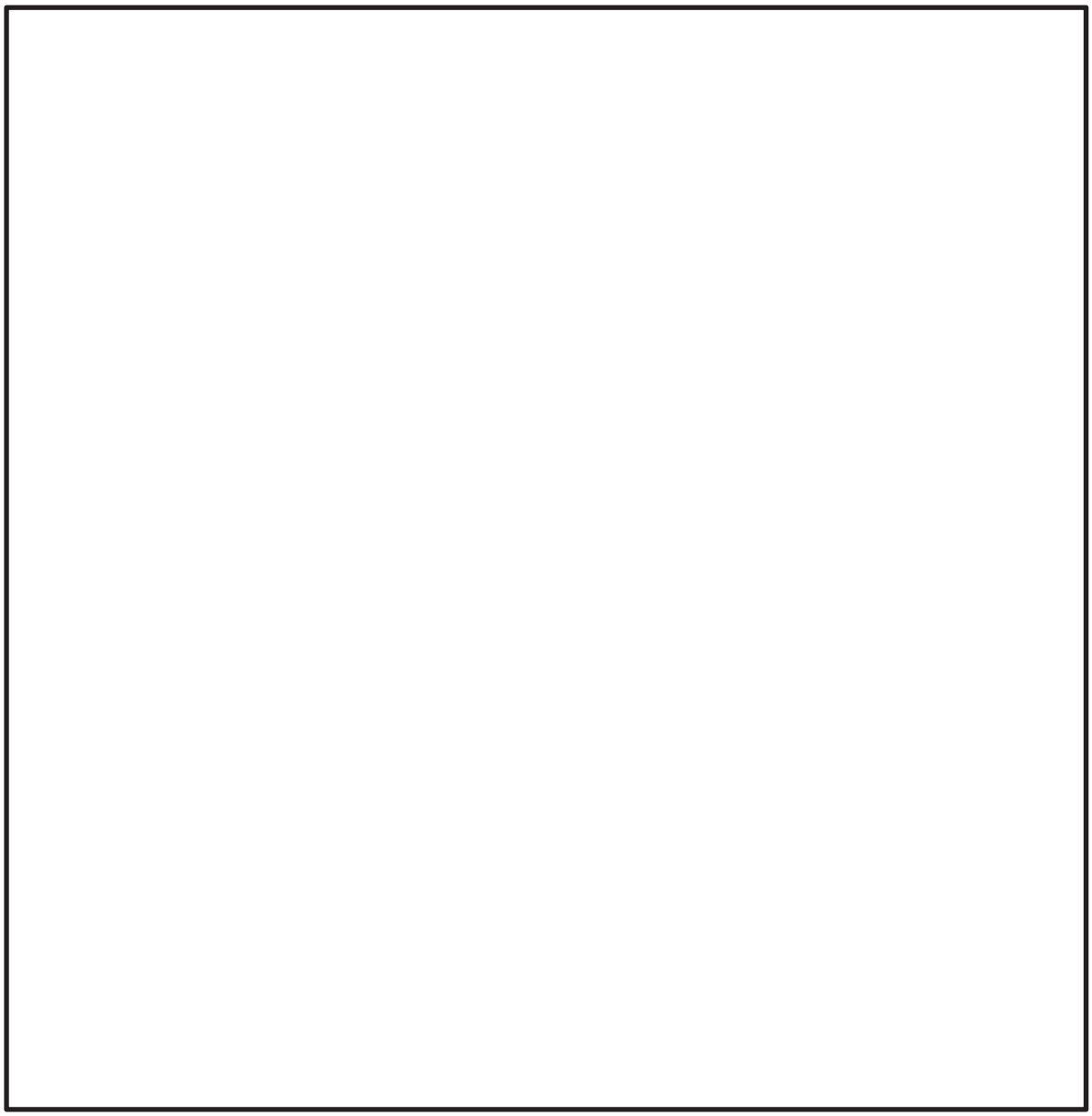
□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



（高所東側接続口又は高所西側接続口への送水）

第 1.13－18 図　ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）（2／2）

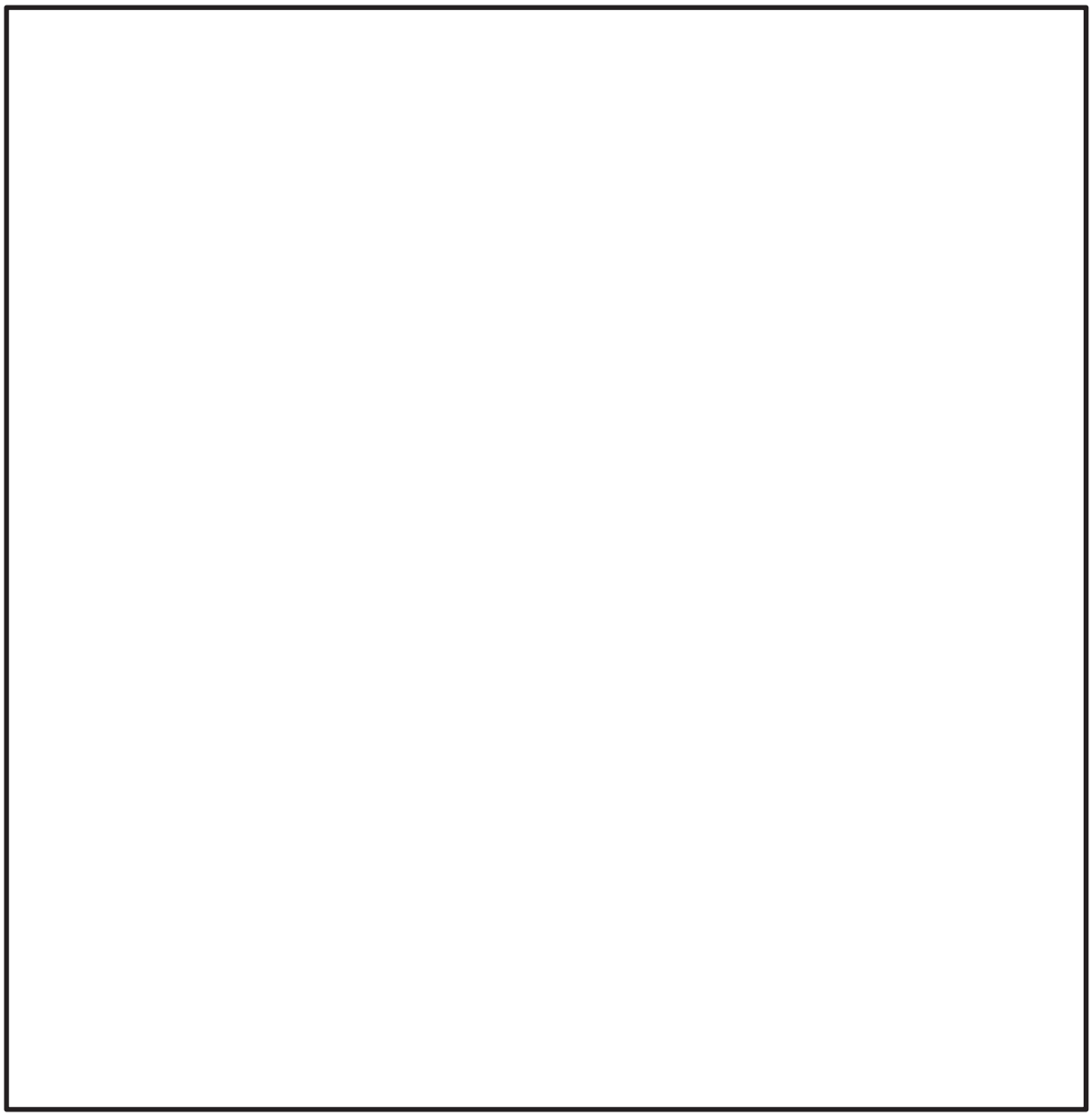
□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



（原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水）

第 1.13－19 図　ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）（1／2）

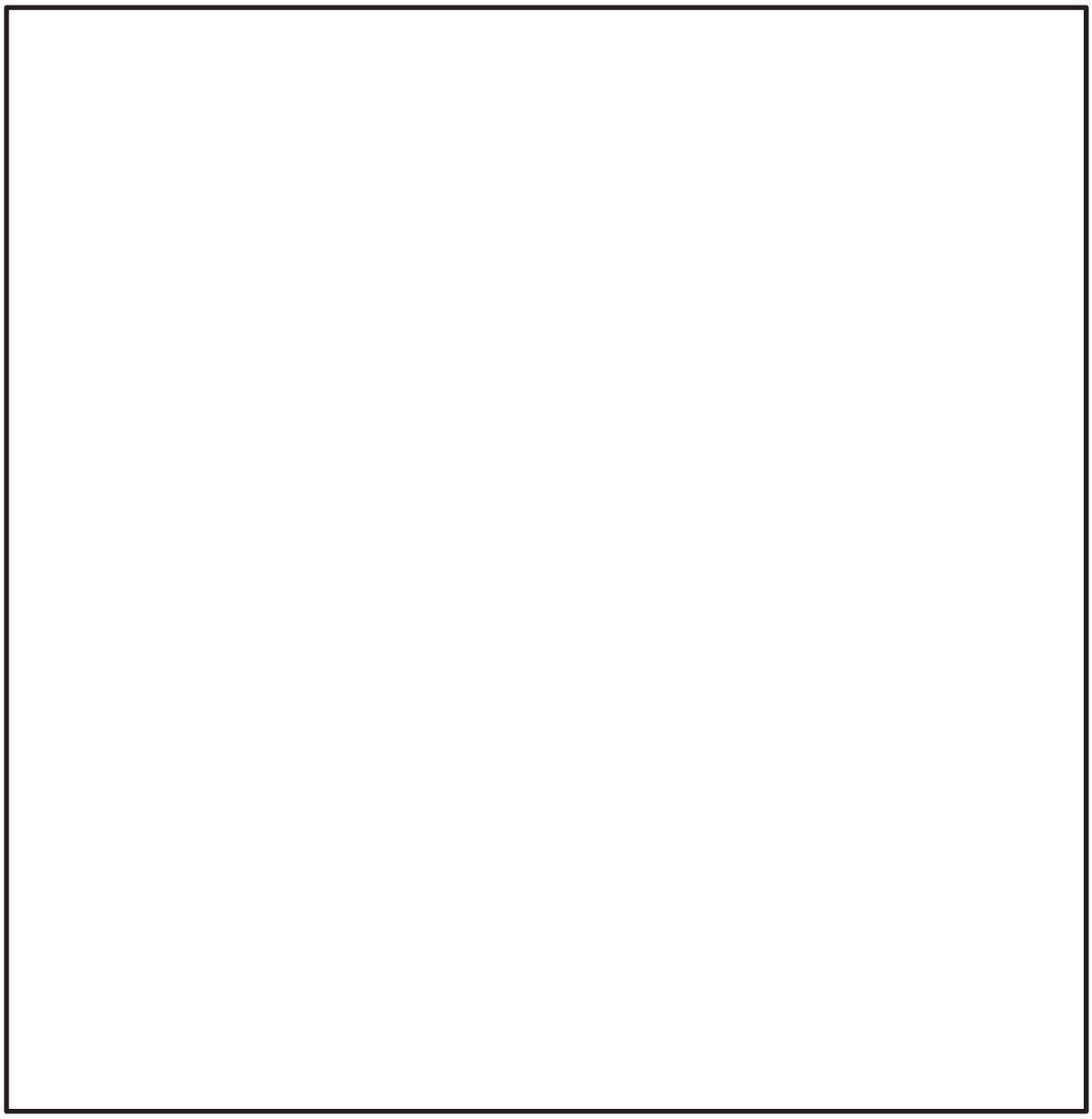
□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



（高所東側接続口又は高所西側接続口への送水）

第 1.13－19 図　ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）（2／2）

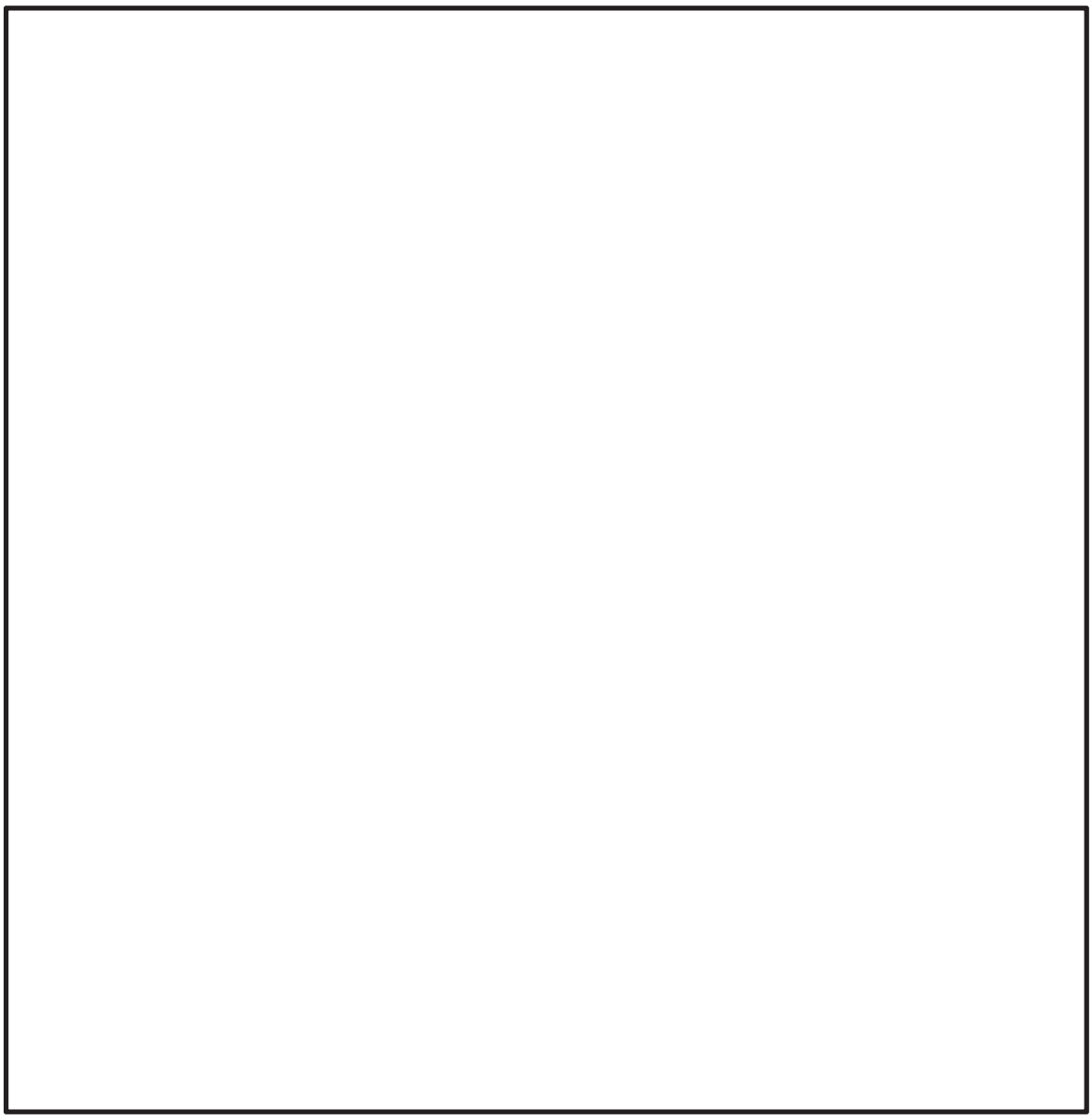
□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）

第 1.13－20 図　ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水）

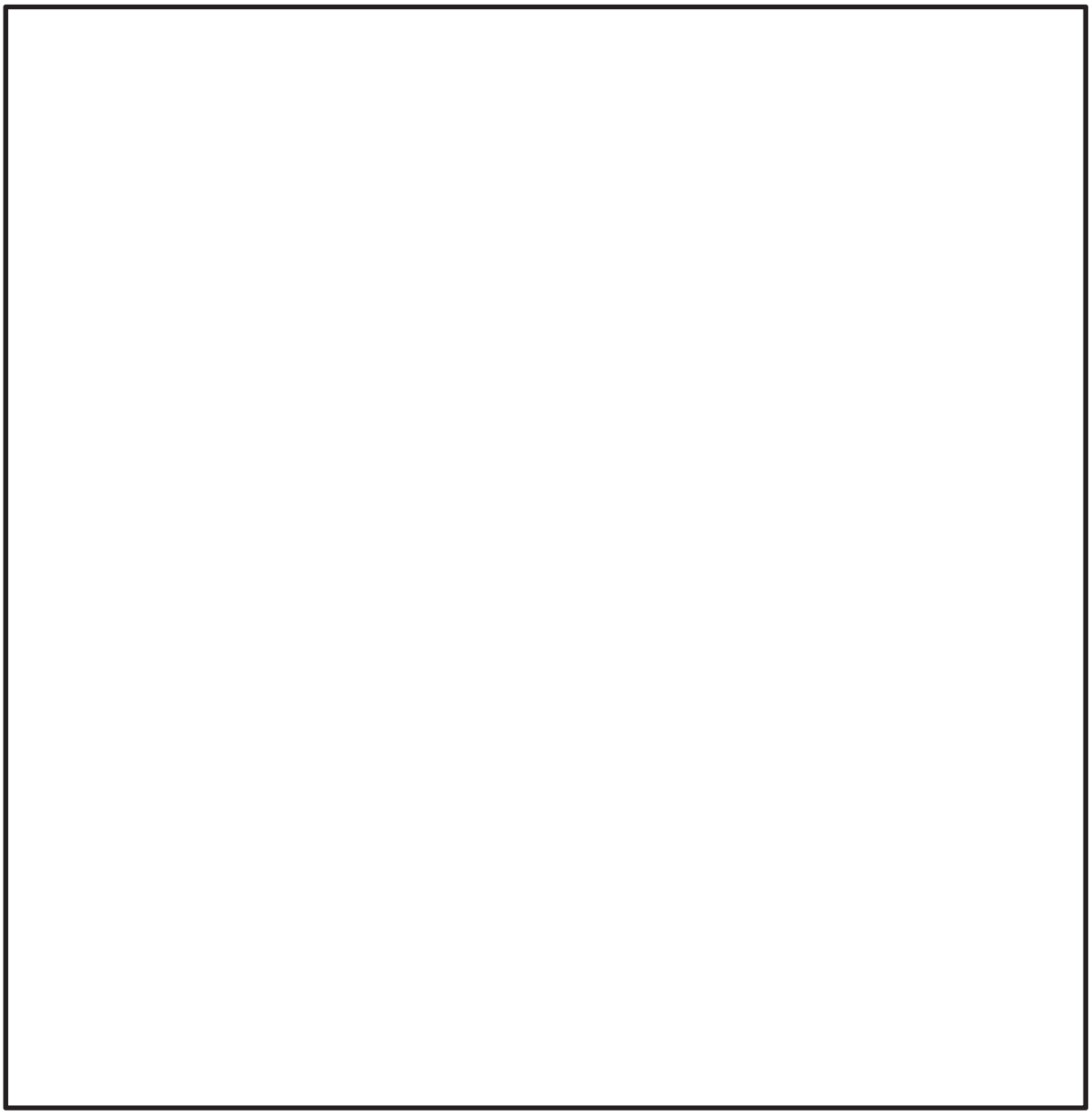
□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）

第 1.13－21 図　ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水）

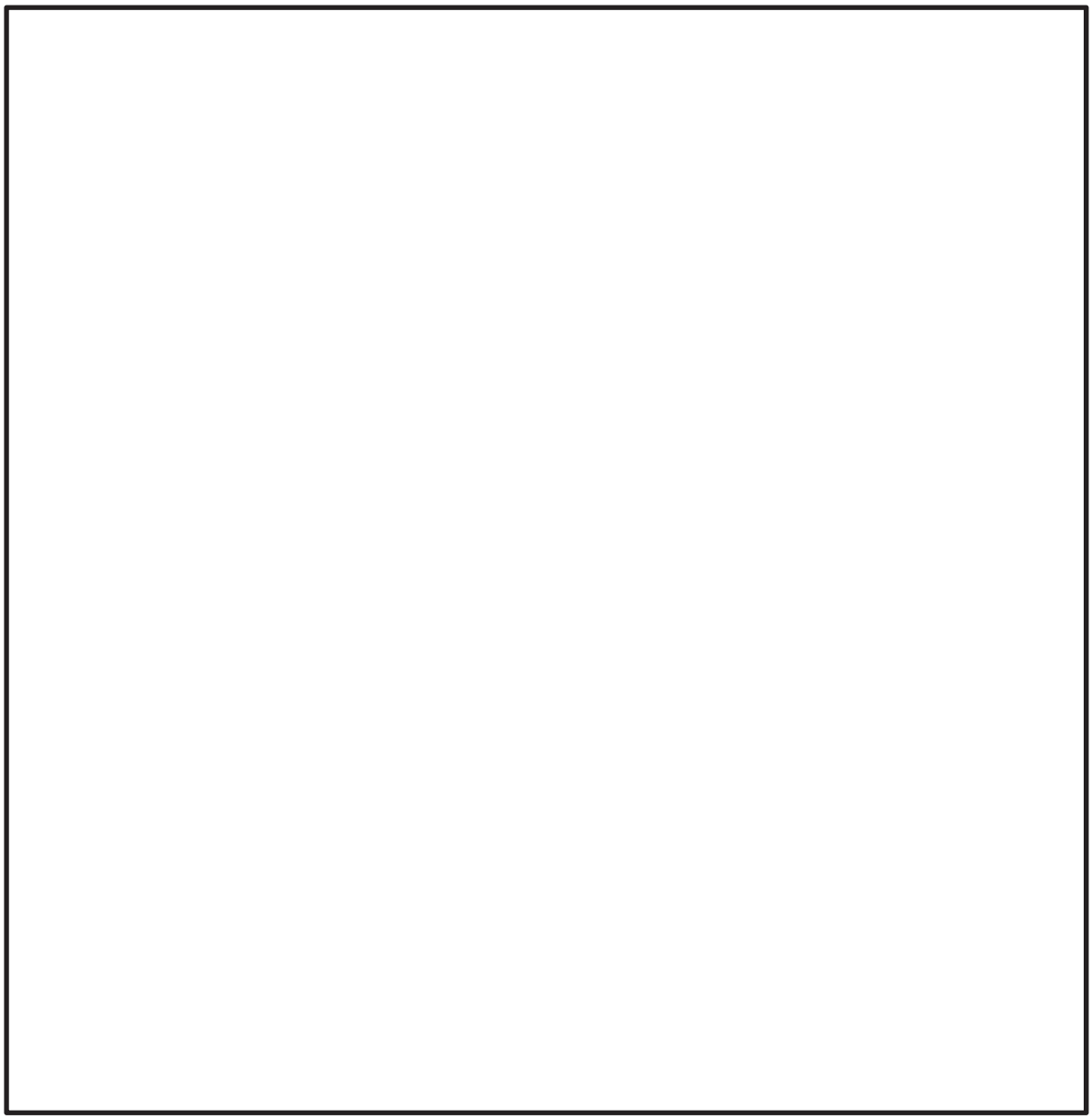
□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）

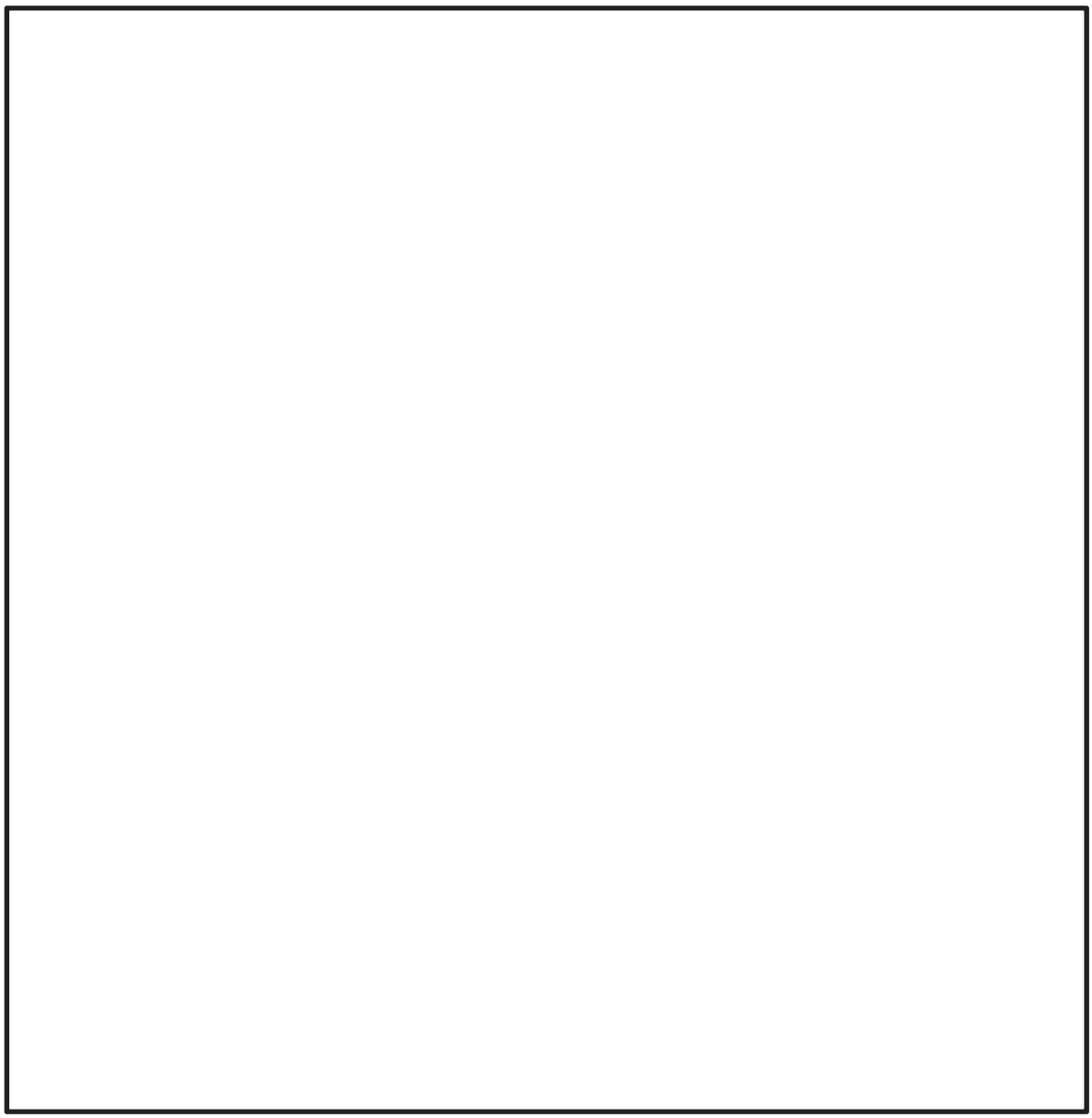
第 1.13－22 図　ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水）

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



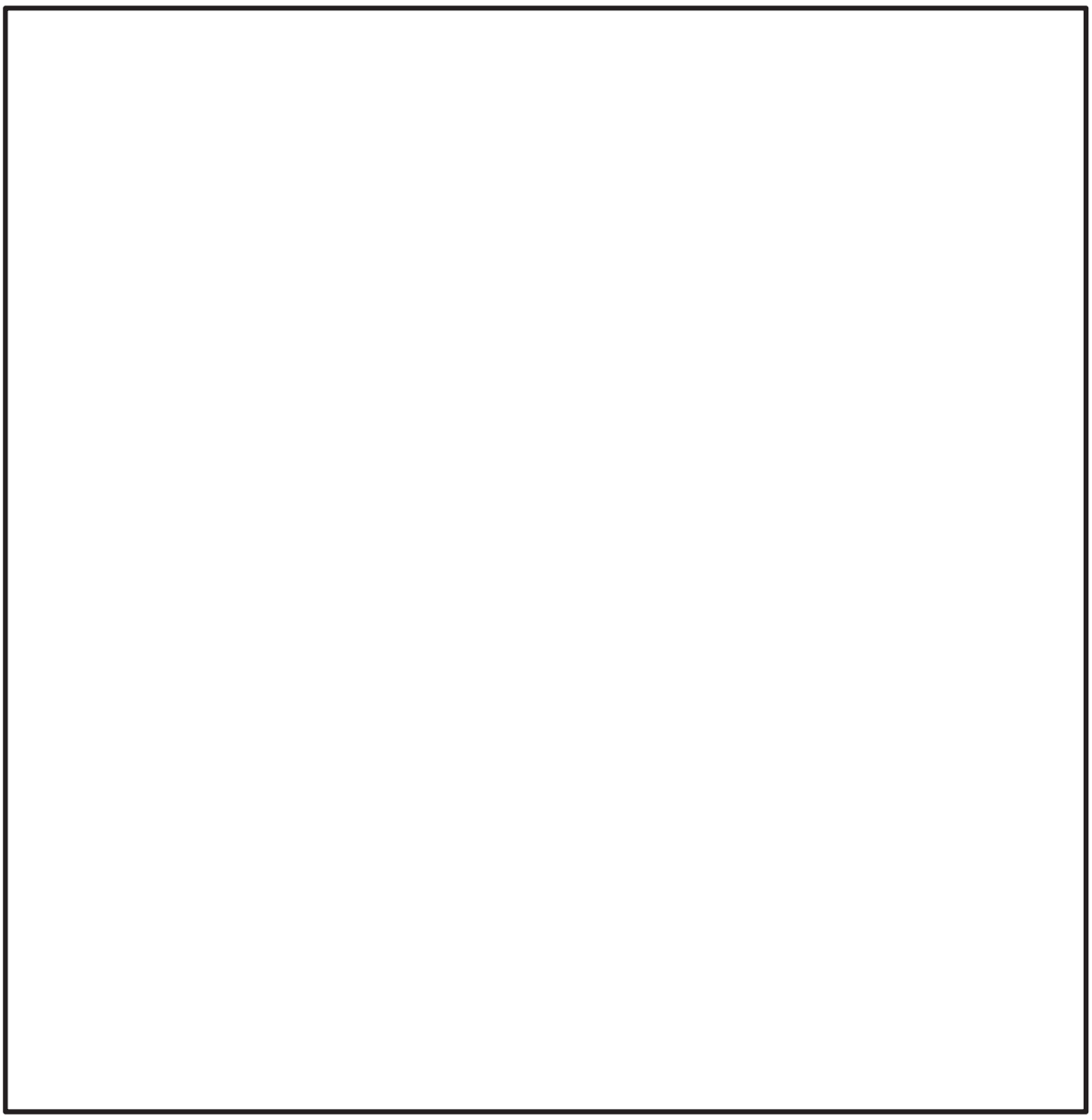
第 1.13－23 図　ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



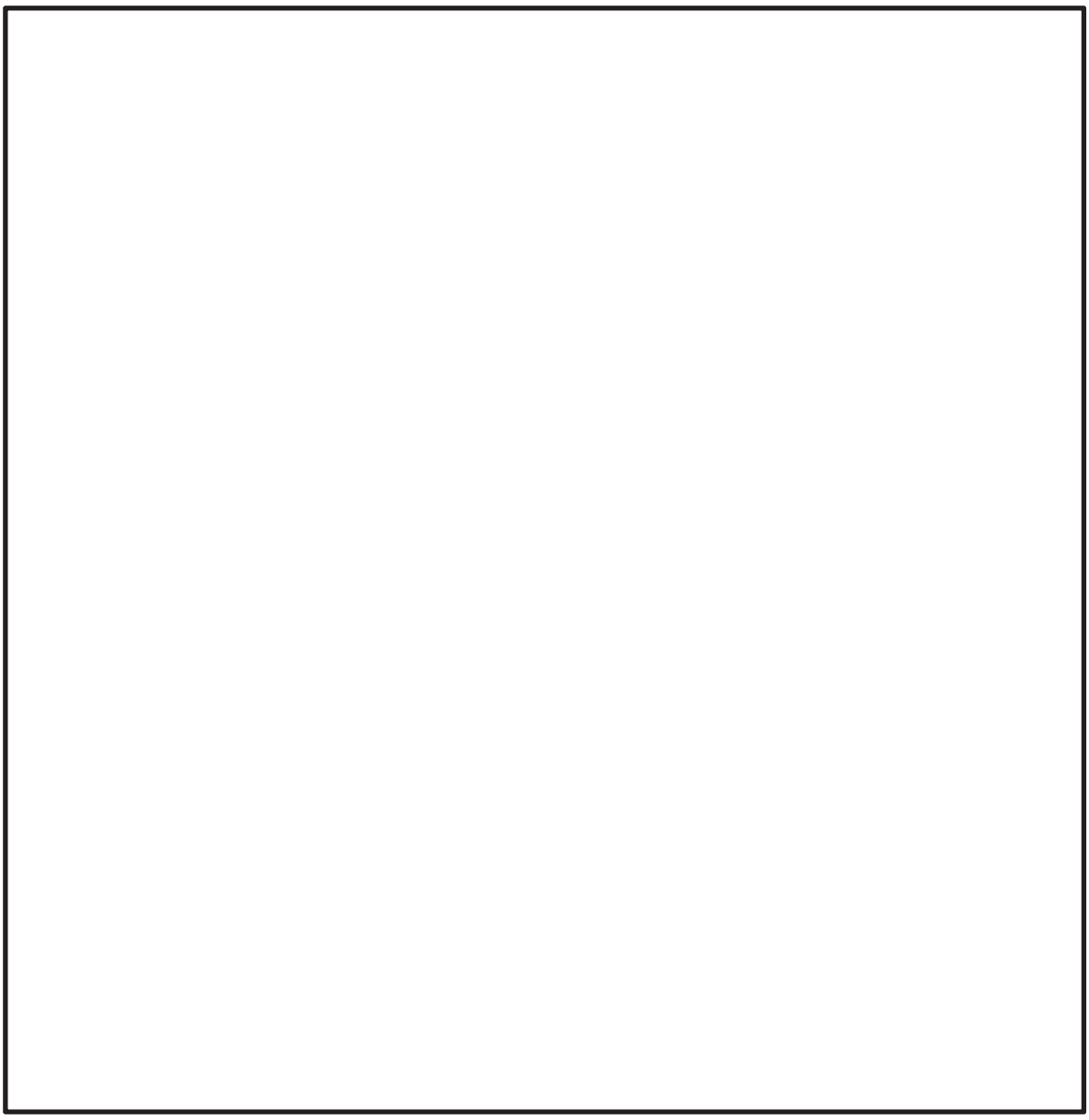
第 1.13－24 図　ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



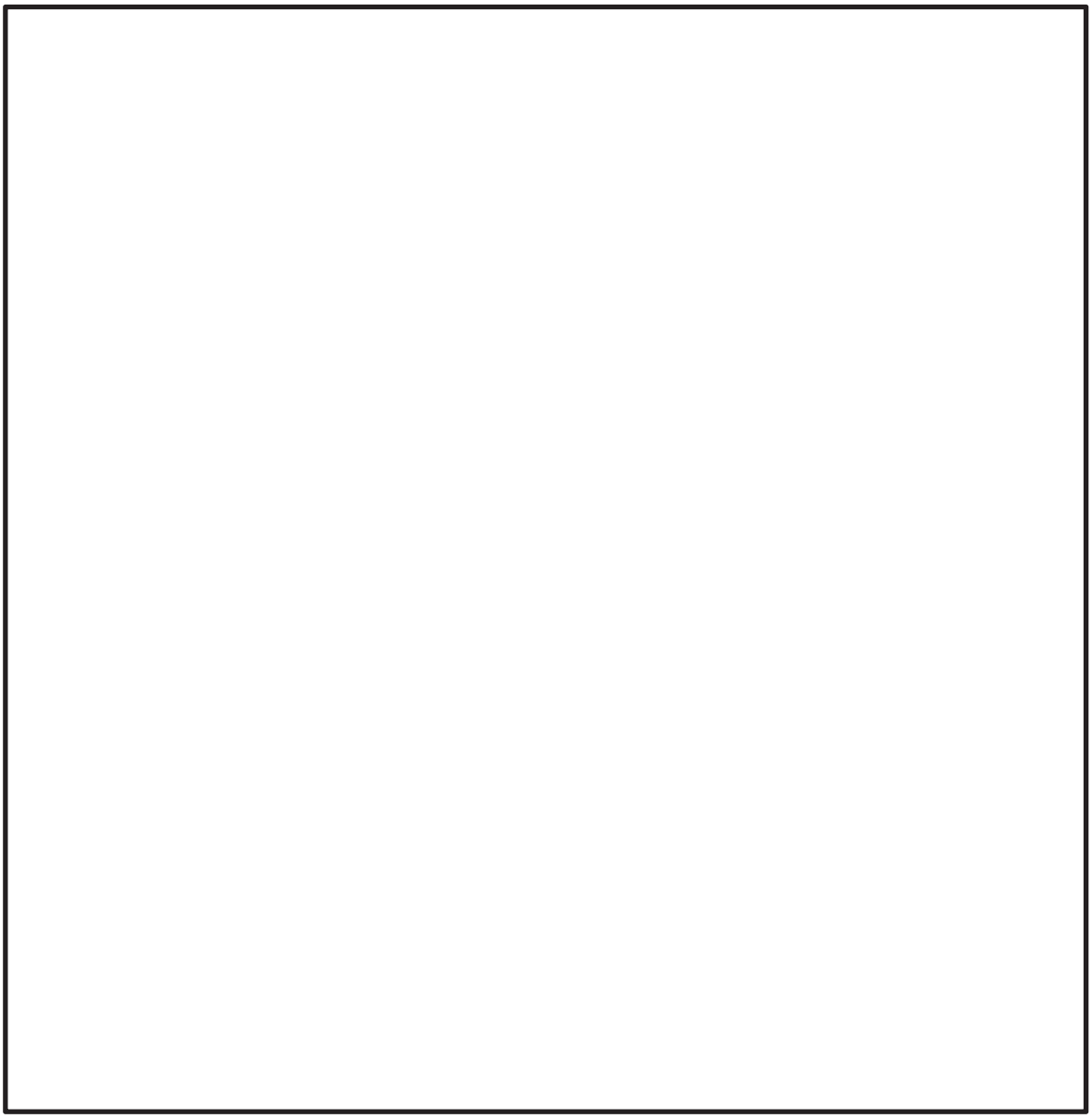
第 1.13－25 図　ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



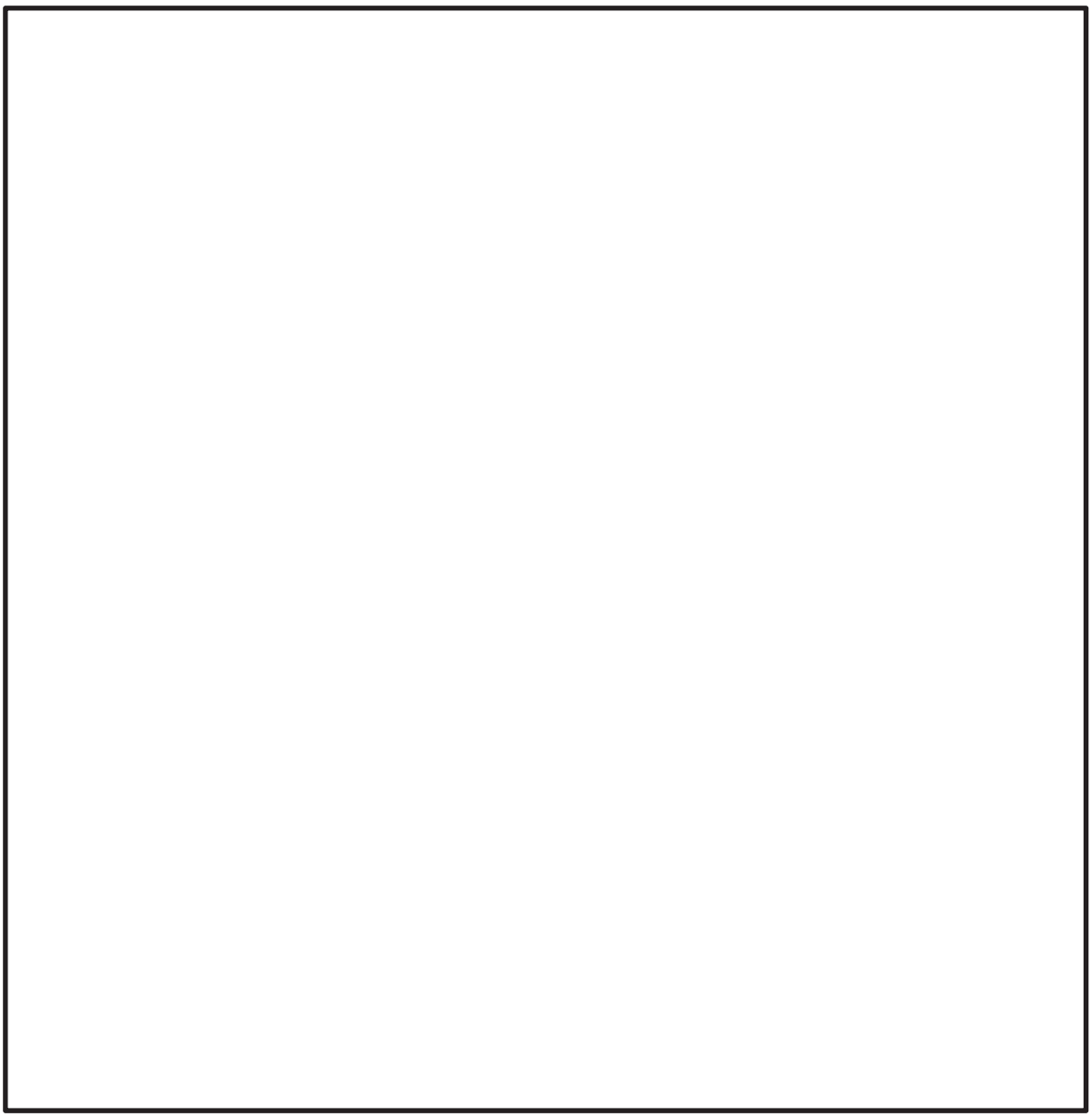
第 1.13－26 図　ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 1.13－27 図　ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 1.13－28 図　ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）

□ は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。