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

添付資料1.8.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.8.2　自主対策設備仕様

添付資料1.8.3　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.8.4　重大事故対策の成立性

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

(1)　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（淡水／海水）

2．消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(1)　系統構成

3．補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(1)　系統構成

4. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
(1) 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（淡水／海水）
5. 消火系による原子炉圧力容器への注水
(1) 系統構成
6. 補給水系による原子炉圧力容器への注水
(1) 系統構成
添付資料1.8.5 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について
添付資料1.8.6 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について
添付資料1.8.7 ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について
添付資料1.8.8 原子炉圧力容器の破損判断について
添付資料1.8.9 原子炉起動前及び通常運転時におけるペデスタル（ドライウェル部）内の水位について
添付資料1.8.10 解釈一覧
添付資料1.8.11 手順のリンク先について

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。

（添付資料1.8.1，添付資料1.8.9）

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。

（添付資料1.8.2）

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。

（添付資料1.8.1）

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。

（添付資料1.8.2）

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。

（添付資料1.8.3）

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。

（添付資料1.8.8）

(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。

⑪[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。

⑪[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。

（添付資料1.8.8）

(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】

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。

⑲[a]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。

⑳[a] 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。

㉑[a] 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】

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。

⑲[b] 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。

⑳[b] 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。

㉑[b] 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。

（添付資料 1.8.4）

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。

（添付資料1.8.8）

(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（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入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m^3／hに調整し，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。

（添付資料1.8.4）

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。

（添付資料1.8.8）

(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80m^3／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。

（添付資料 1.8.4）

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。

（添付資料1.8.4）

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。

（添付資料1.8.4）

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。

（添付資料1.8.4）

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。

（添付資料1.8.5，添付資料1.8.6，添付資料1.8.7）

(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

（添付資料1.8.5，添付資料1.8.6）

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 ｆ．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）

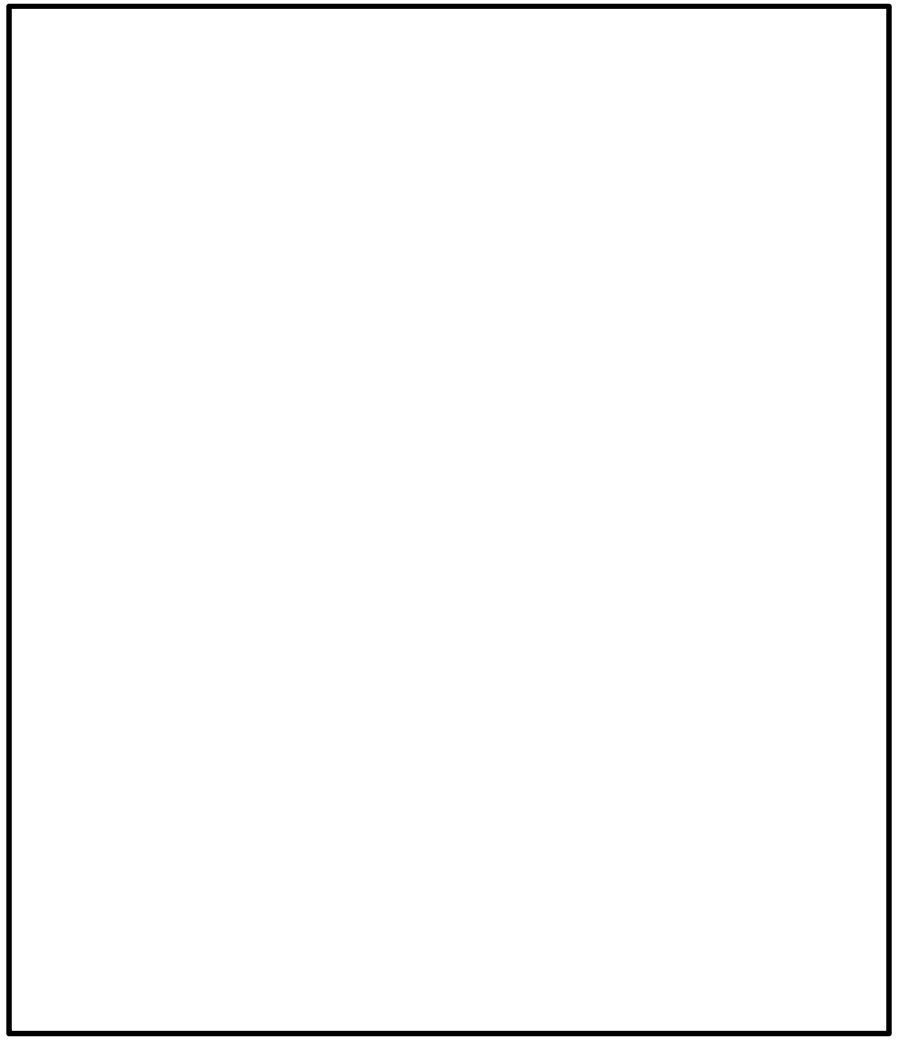
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1)　原子炉圧力容器への注水 ｆ．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原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

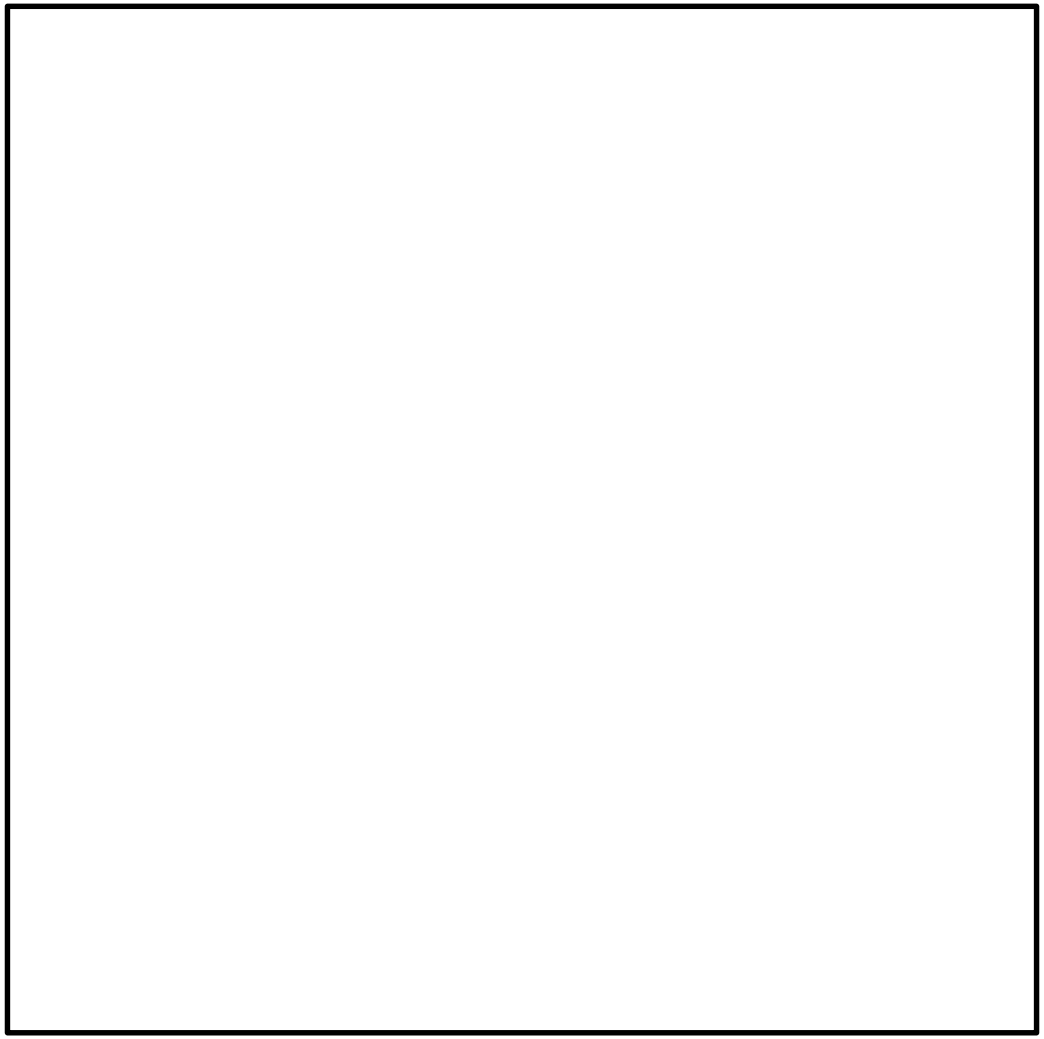
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.8.2.2　溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 （1）　原子炉圧力容器への注水 ｇ．ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 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

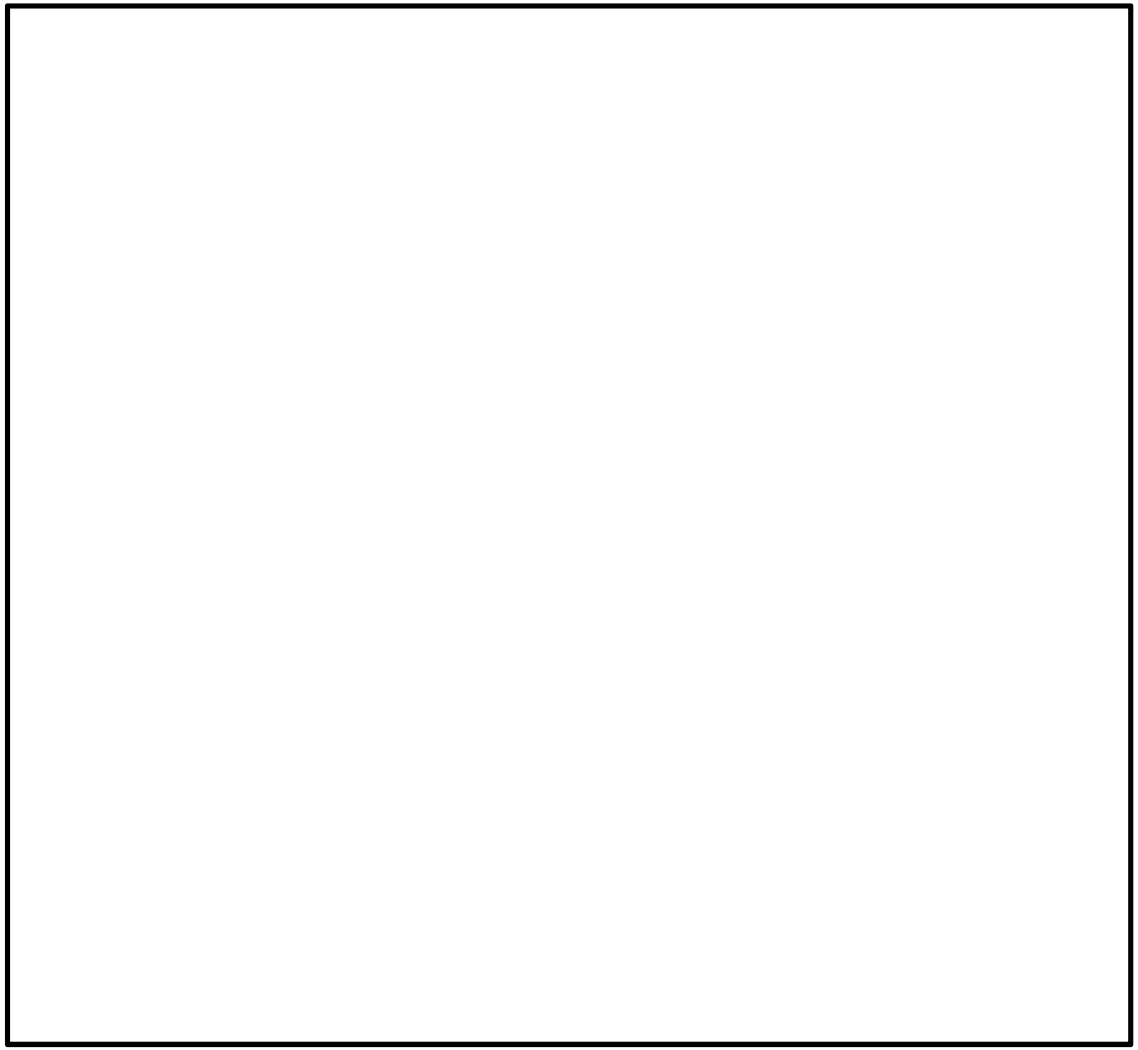
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用Ｐ／Ｃ
	低圧代替注水系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「ＭＣＣ」という。）
	格納容器下部注水系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｄ系
	残留熱除去系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系
	低圧炉心スプレイ系　弁	常設代替交流電源設備 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



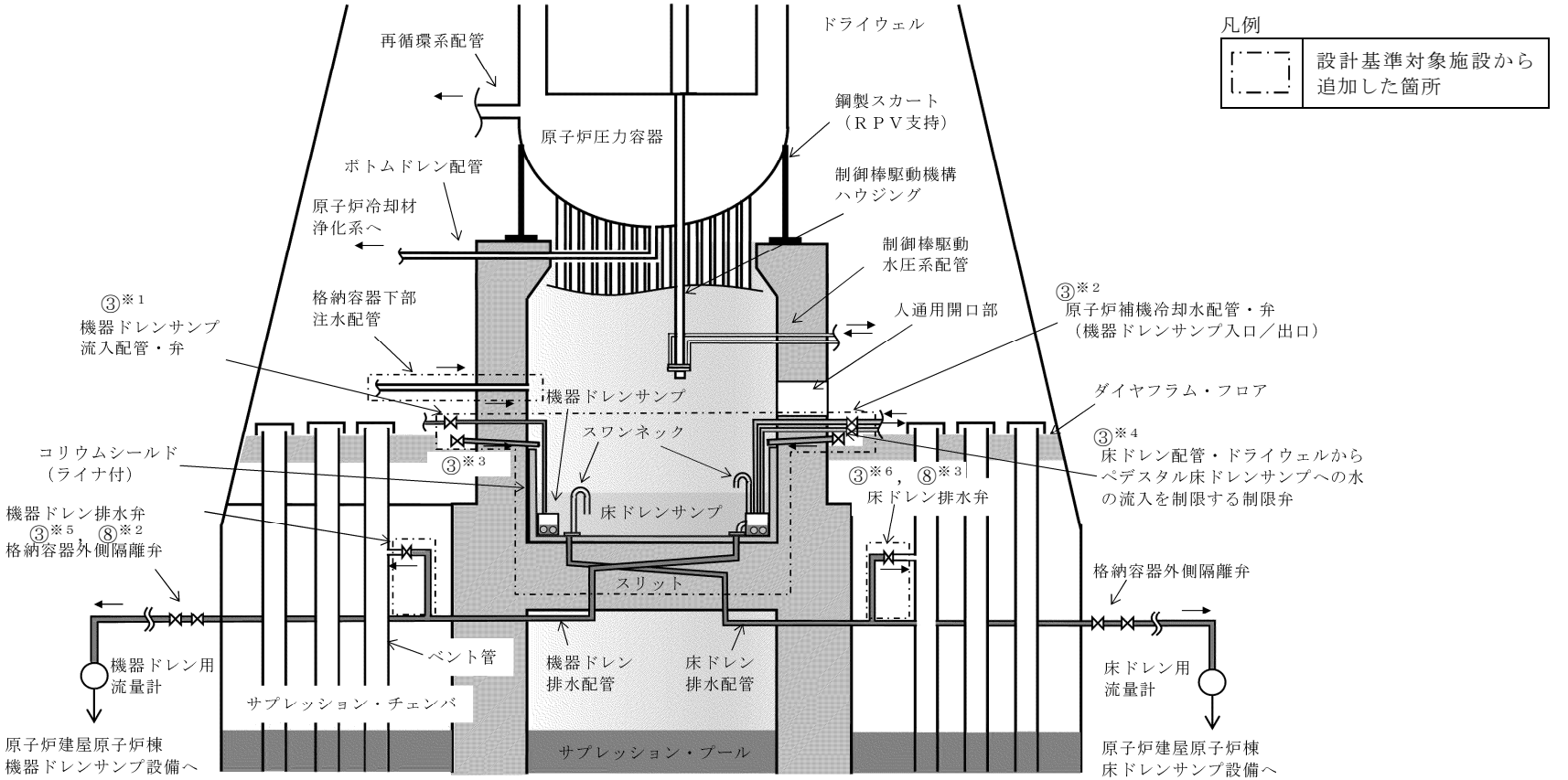
第1.8－1図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－３ａ」における対応フロー



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



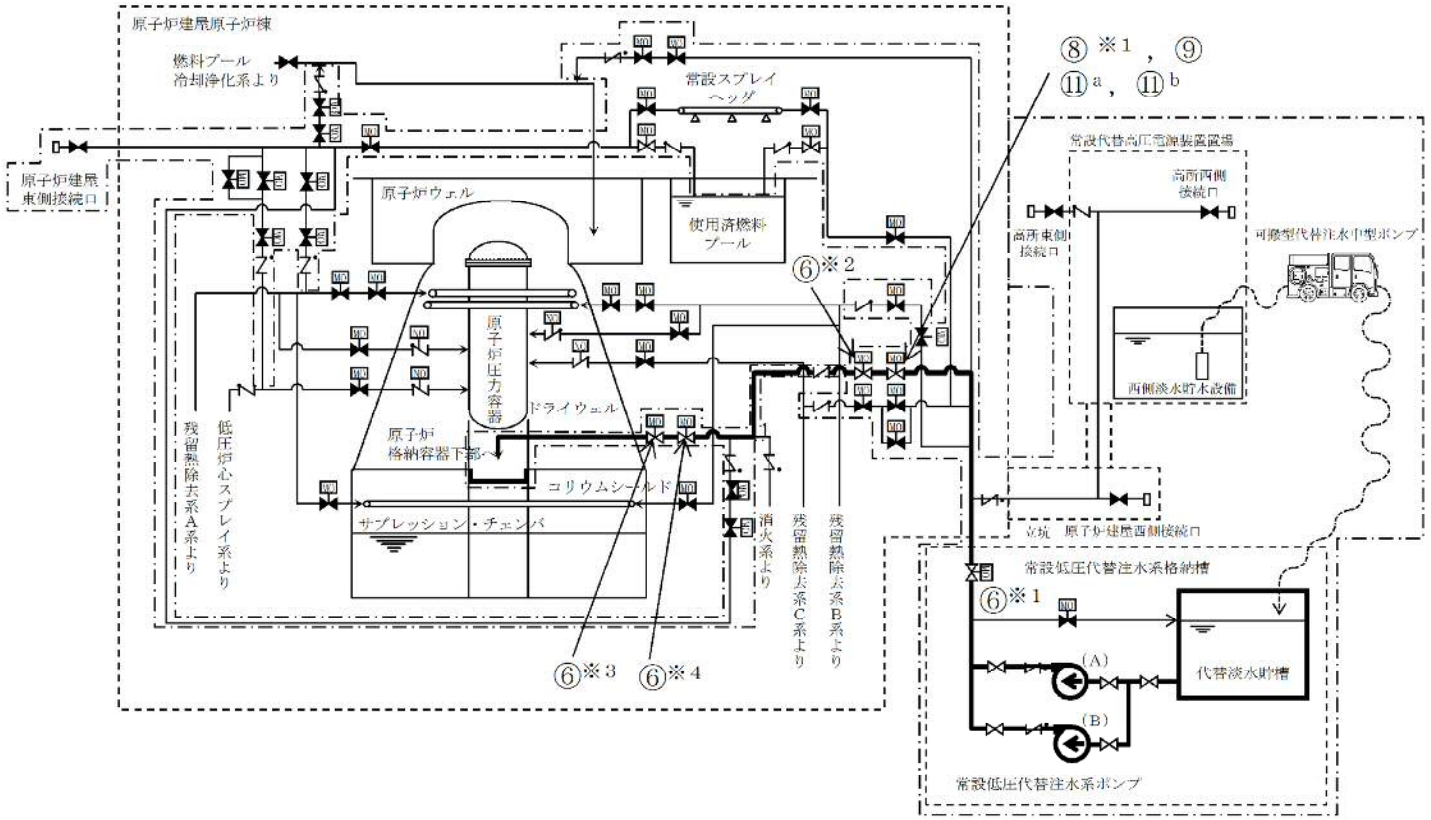
第1.8－3図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」における対応フロー



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）



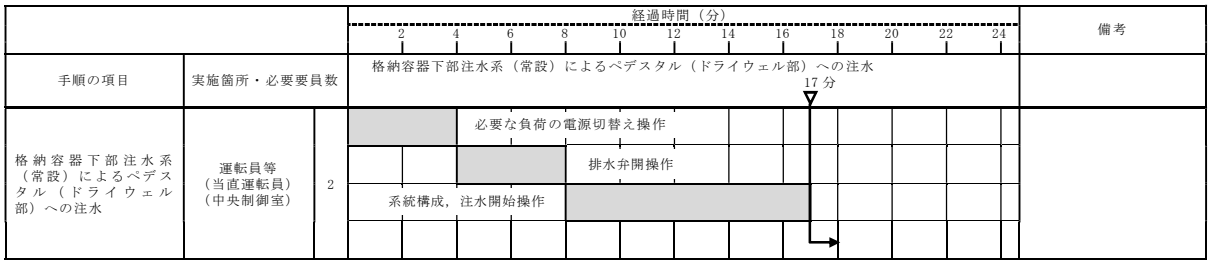
凡例

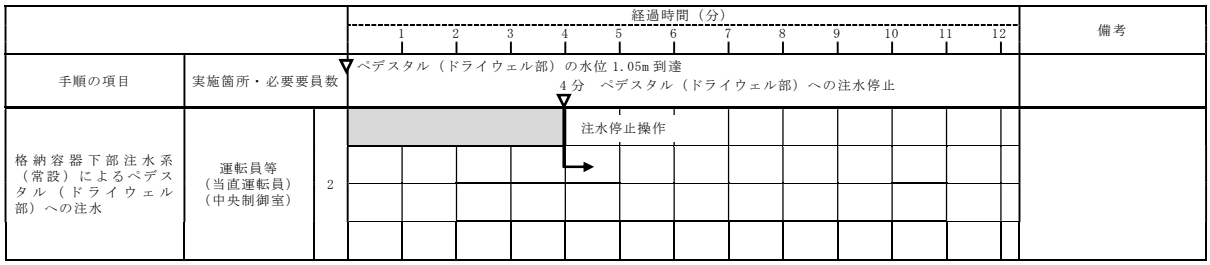
	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

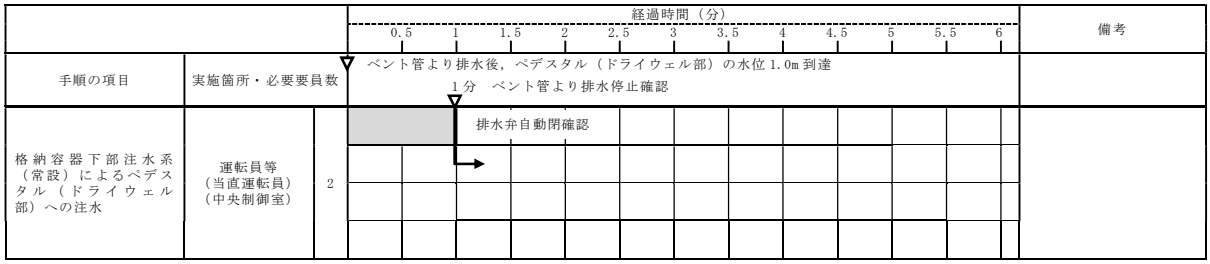
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	常設低圧代替注水系系統分離弁	⑥※4	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁
⑥※2	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	⑧※1，⑨，⑪a，⑪b	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
⑥※3	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁		

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。

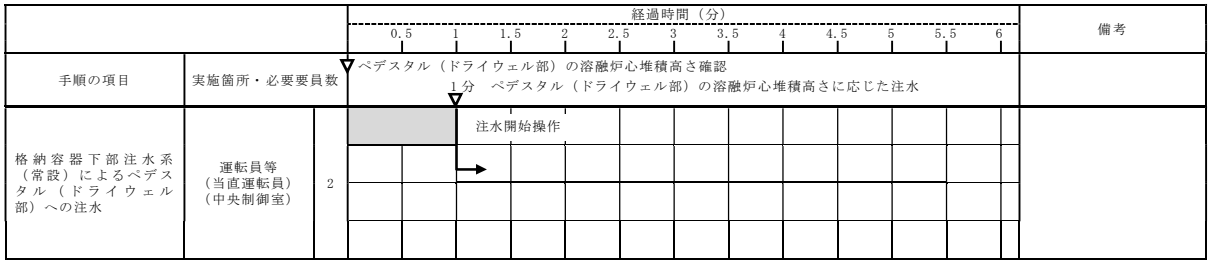
第1.8－4図　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（2／2）





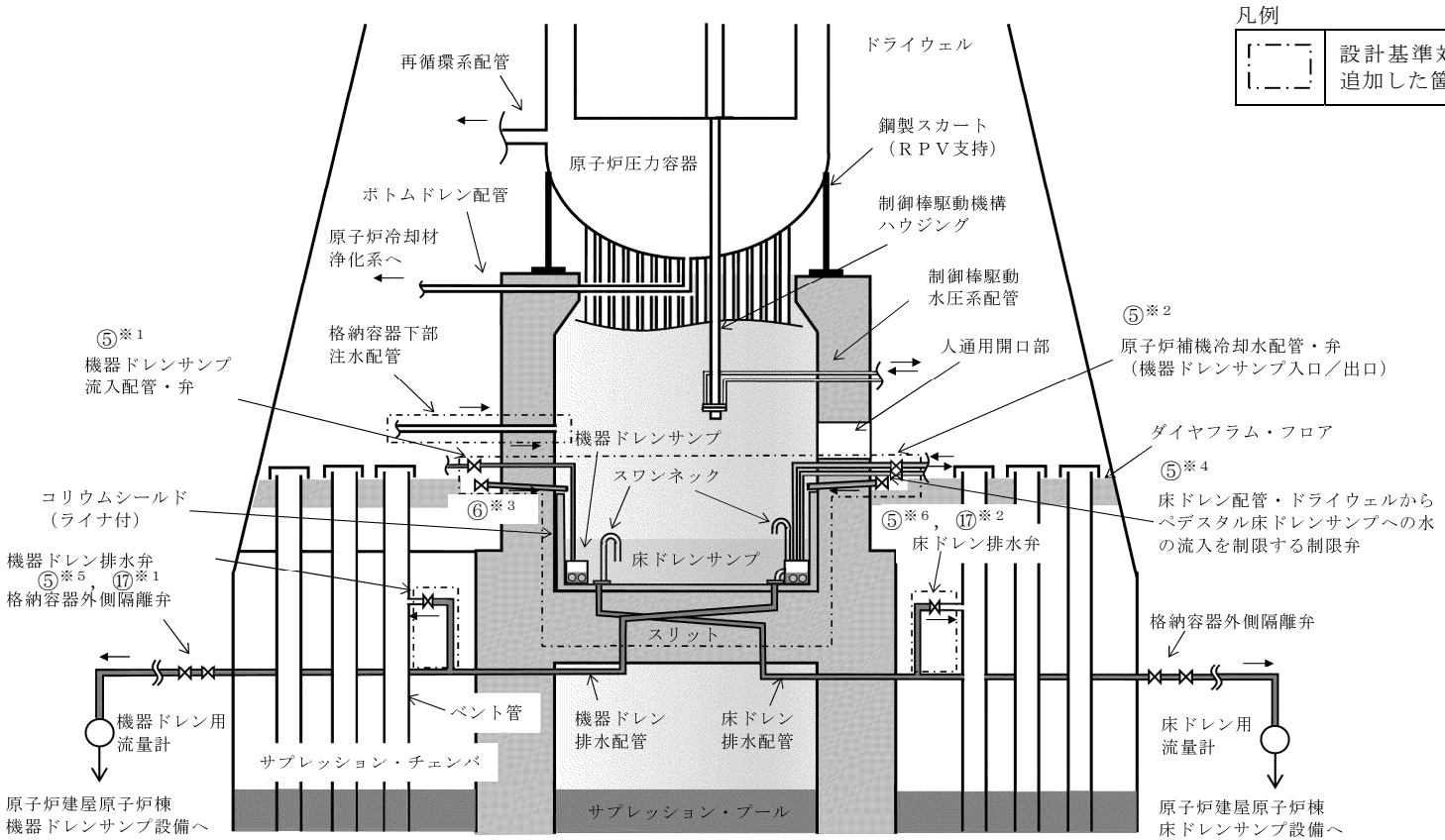


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】



【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】

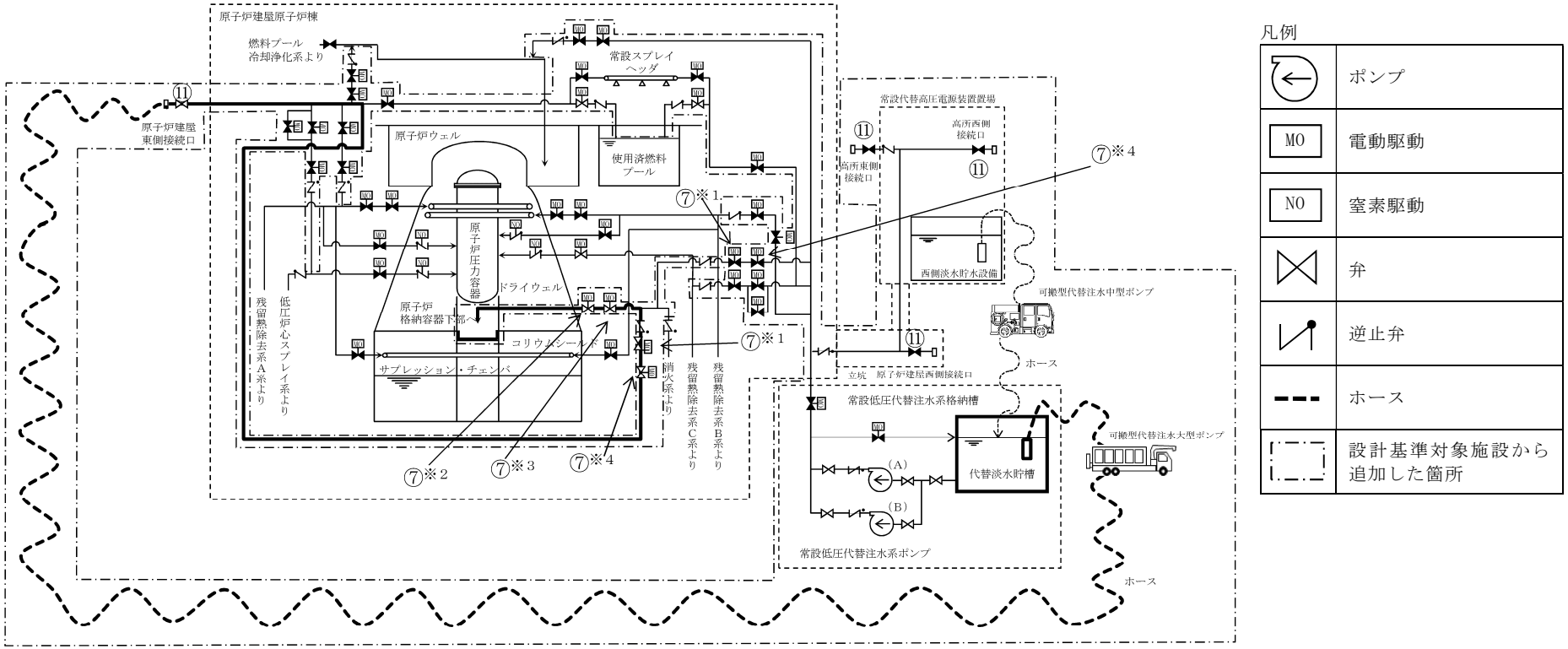
第1.8－5図　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　タイムチャート



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。

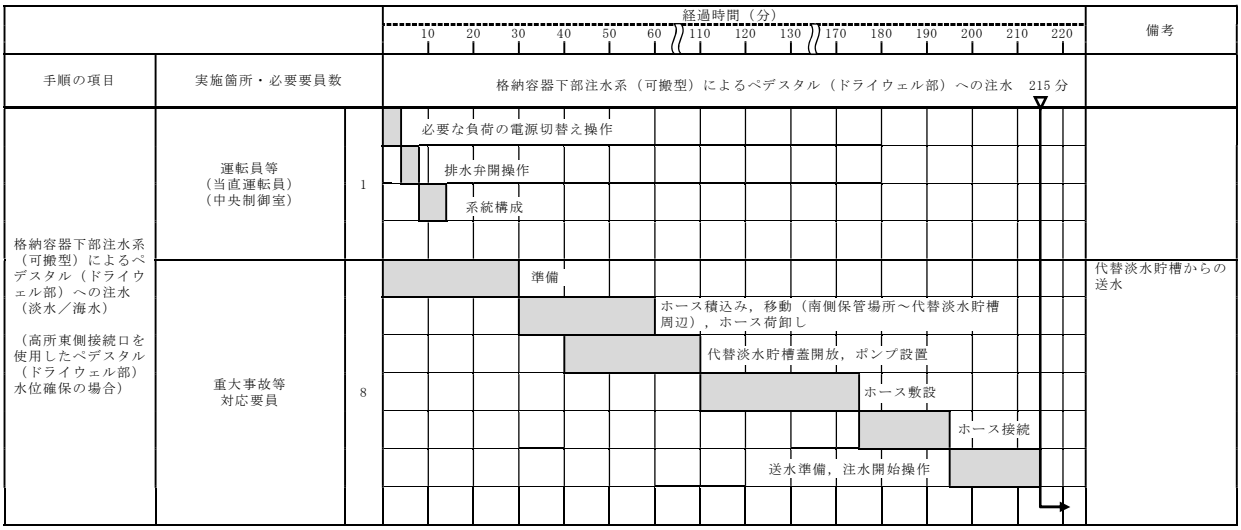
第1.8－6図　格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）　概要図（1／2）



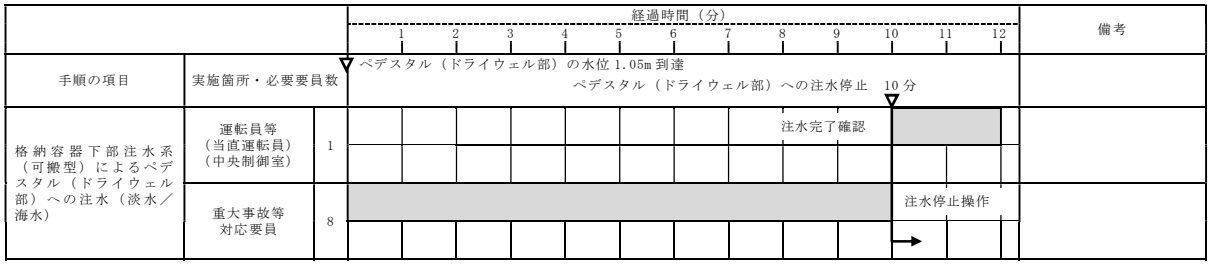
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦※1	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	⑦※4	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
⑦※2	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑪	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁， 高所西側接続口の弁，高所東側接続口の弁
⑦※3	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁		

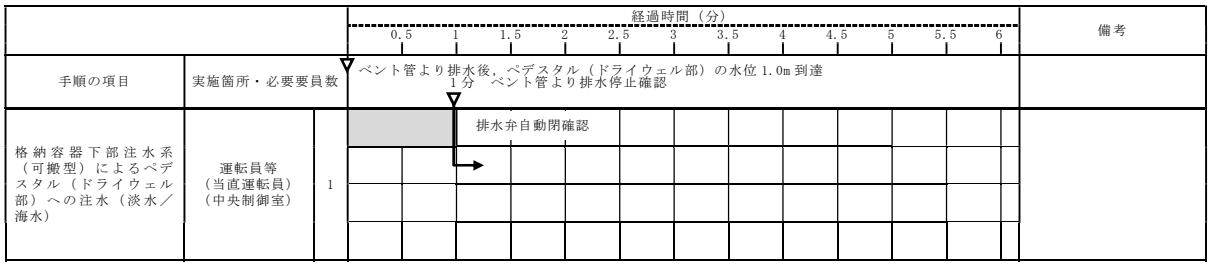
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。
　　○ａ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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）

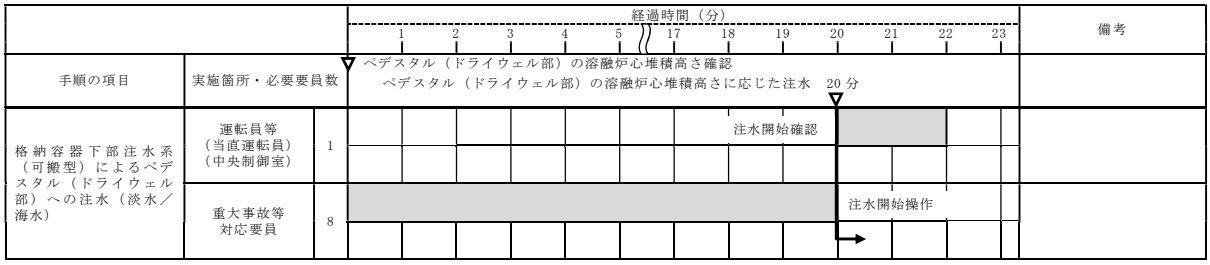


【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は 412m】



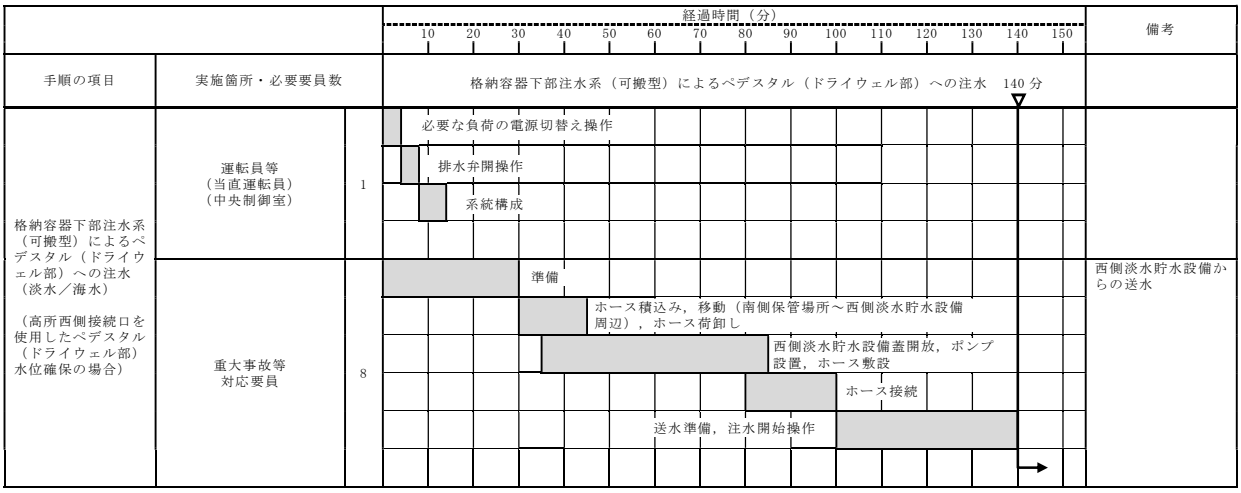


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】

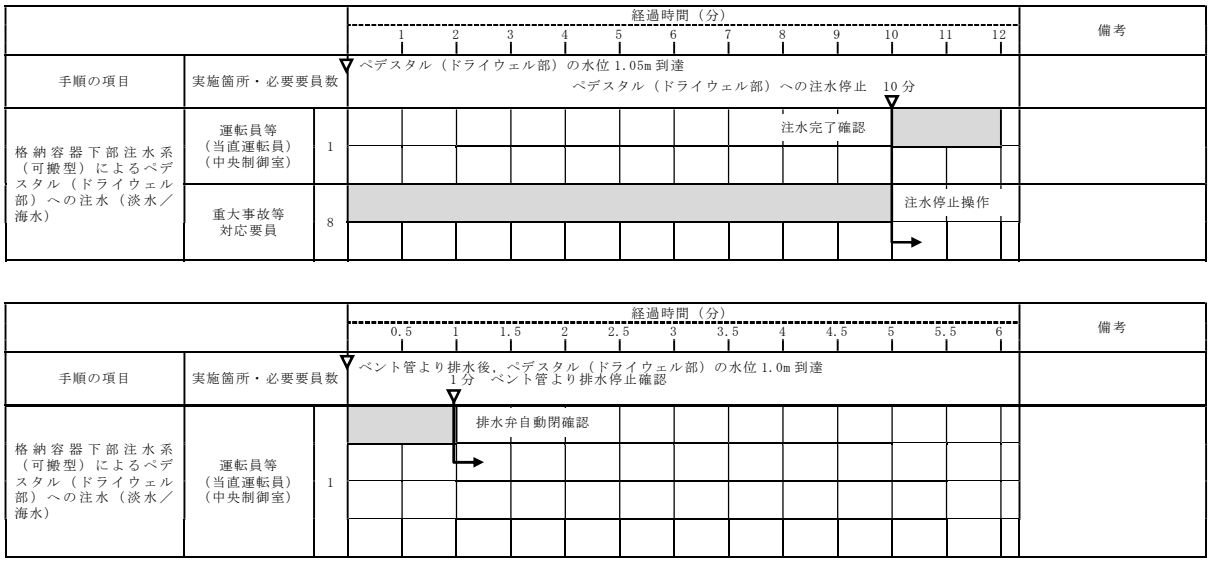


【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

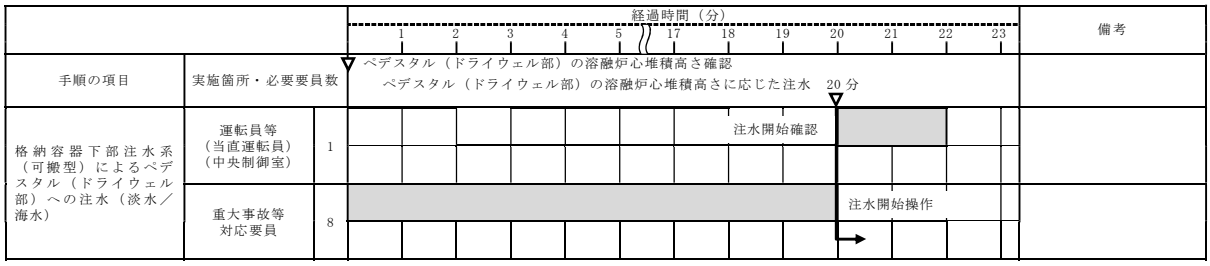
第1.8－7図　格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／4）



【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】

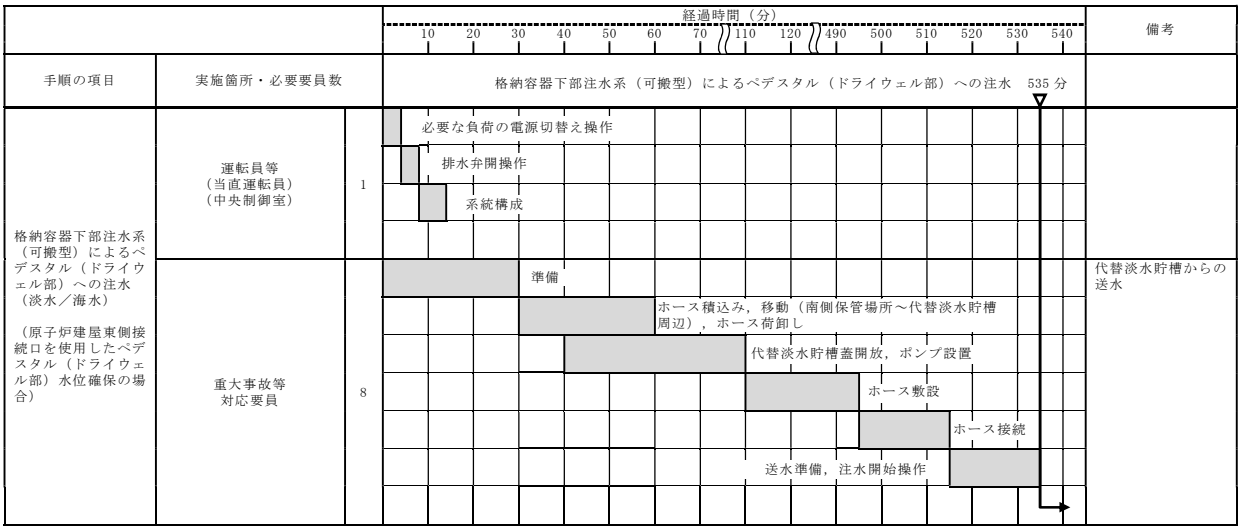


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】

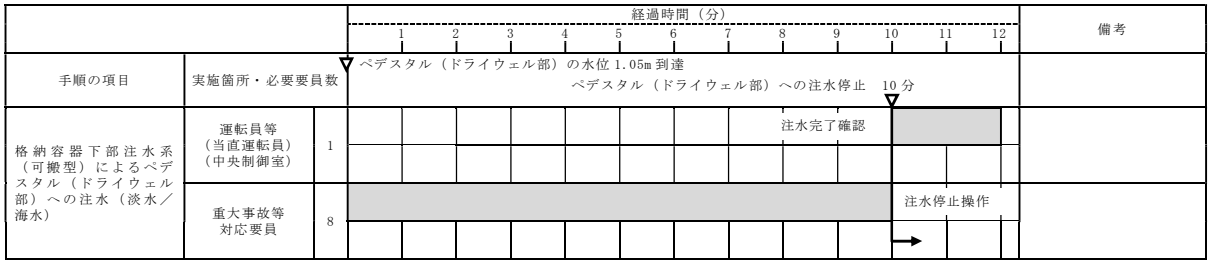


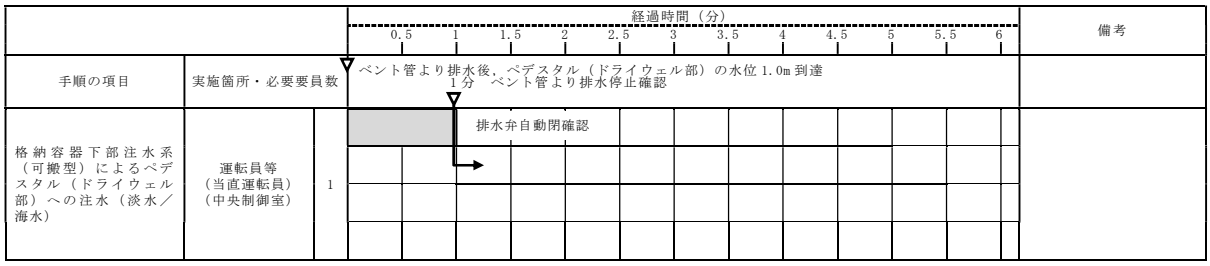
【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

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）

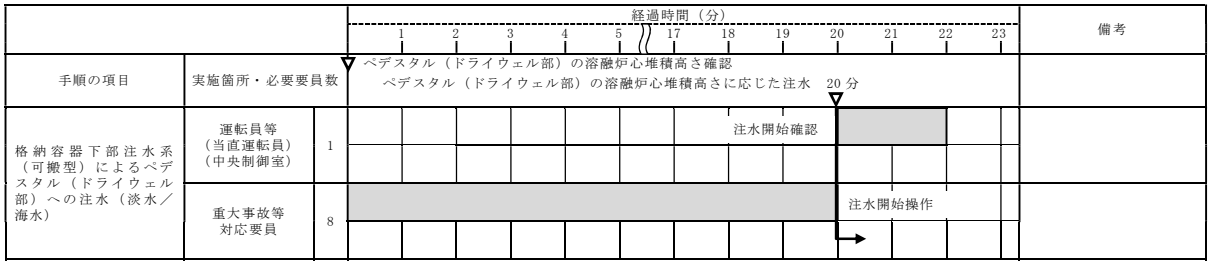


【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は 542m】



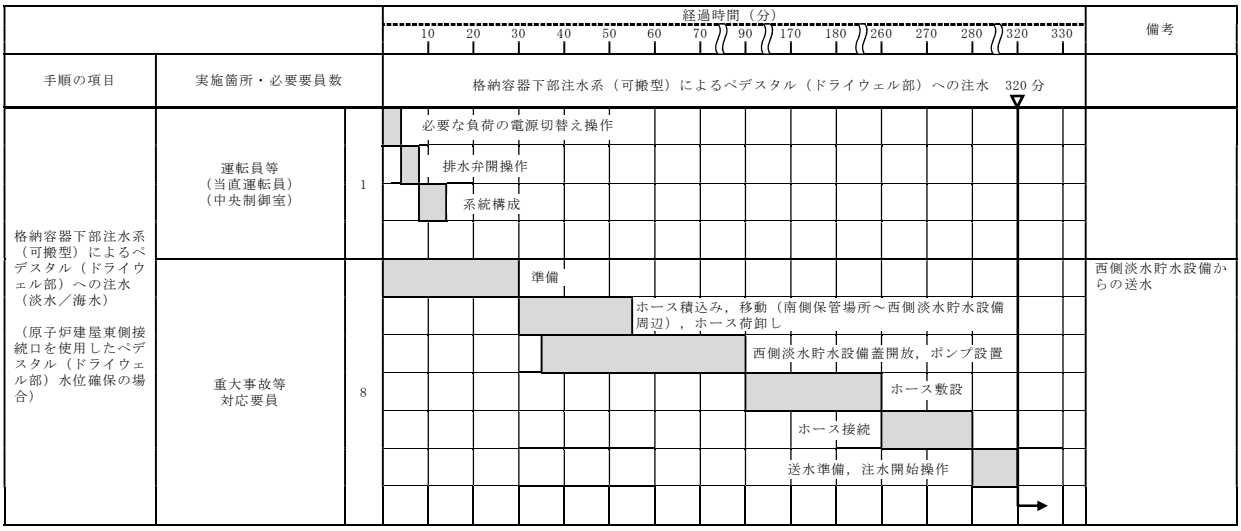


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】

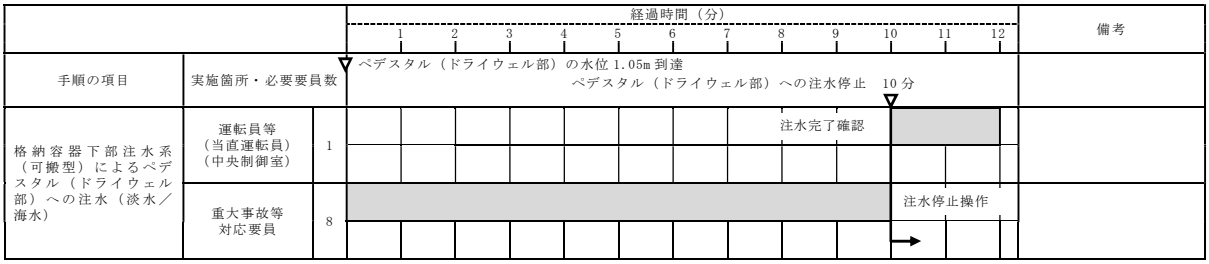


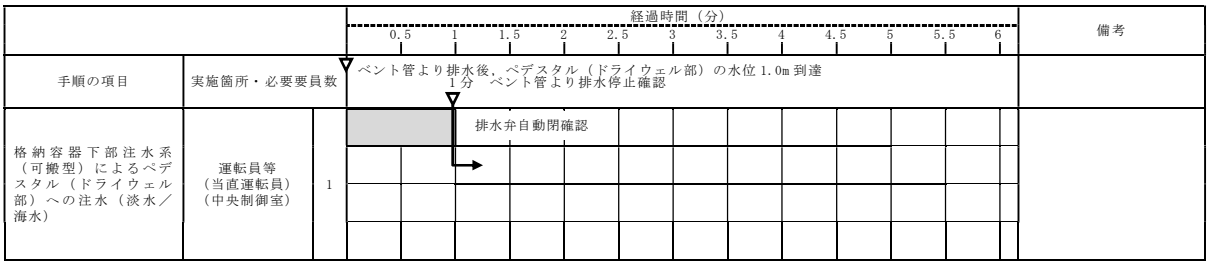
【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウェル部）への注水】

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）

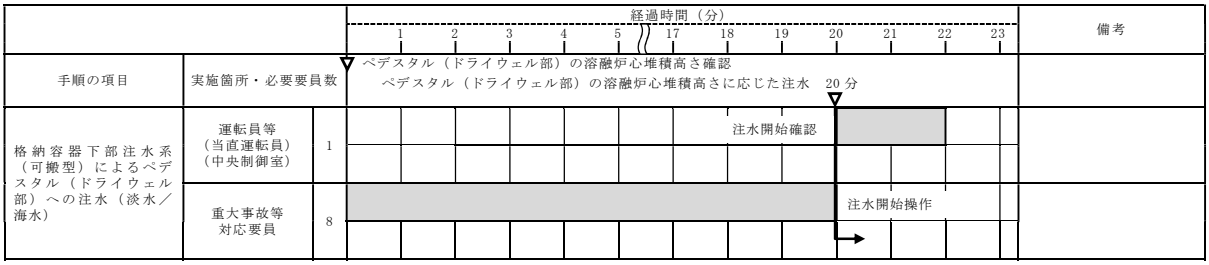


【ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は 881m】



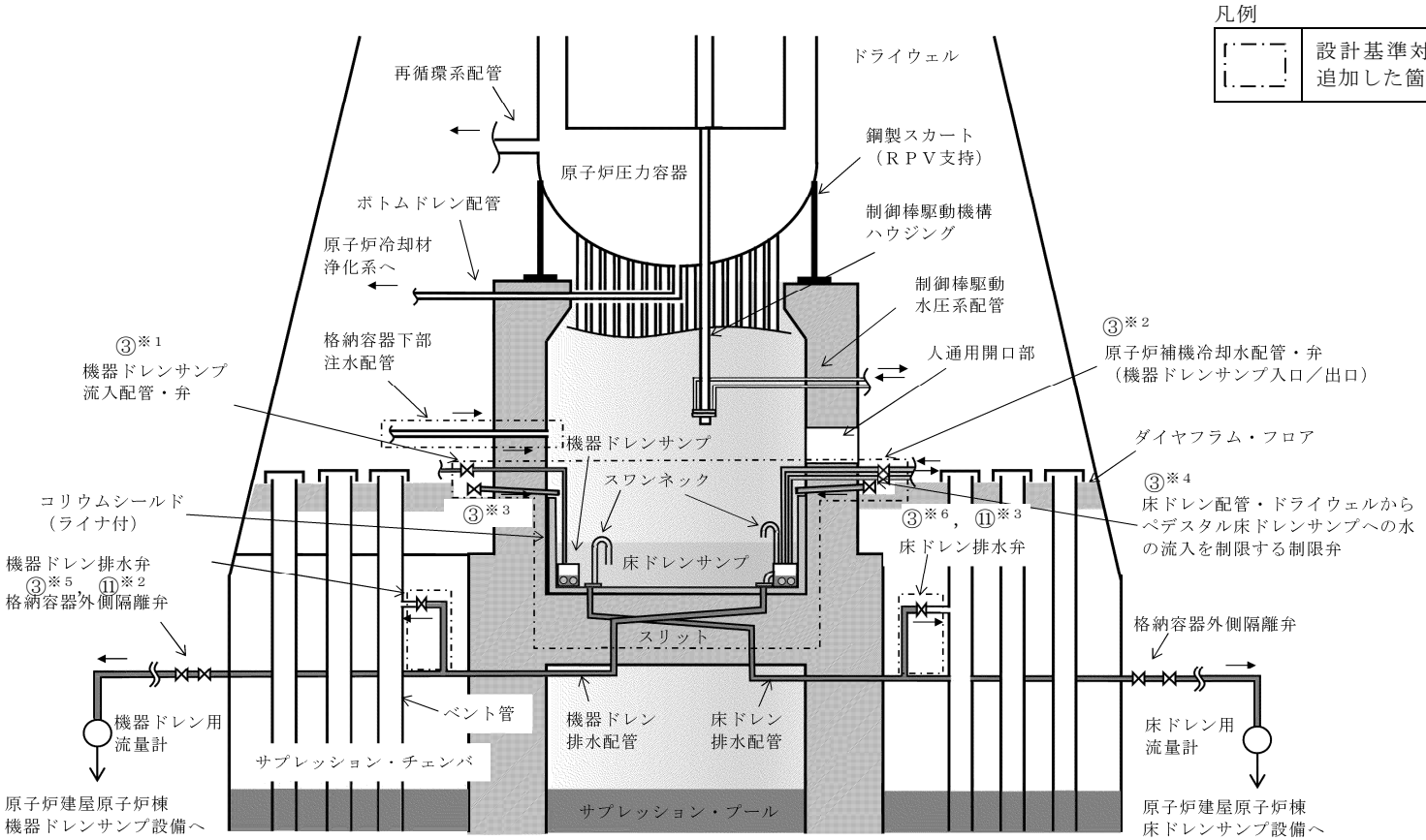


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】



【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】

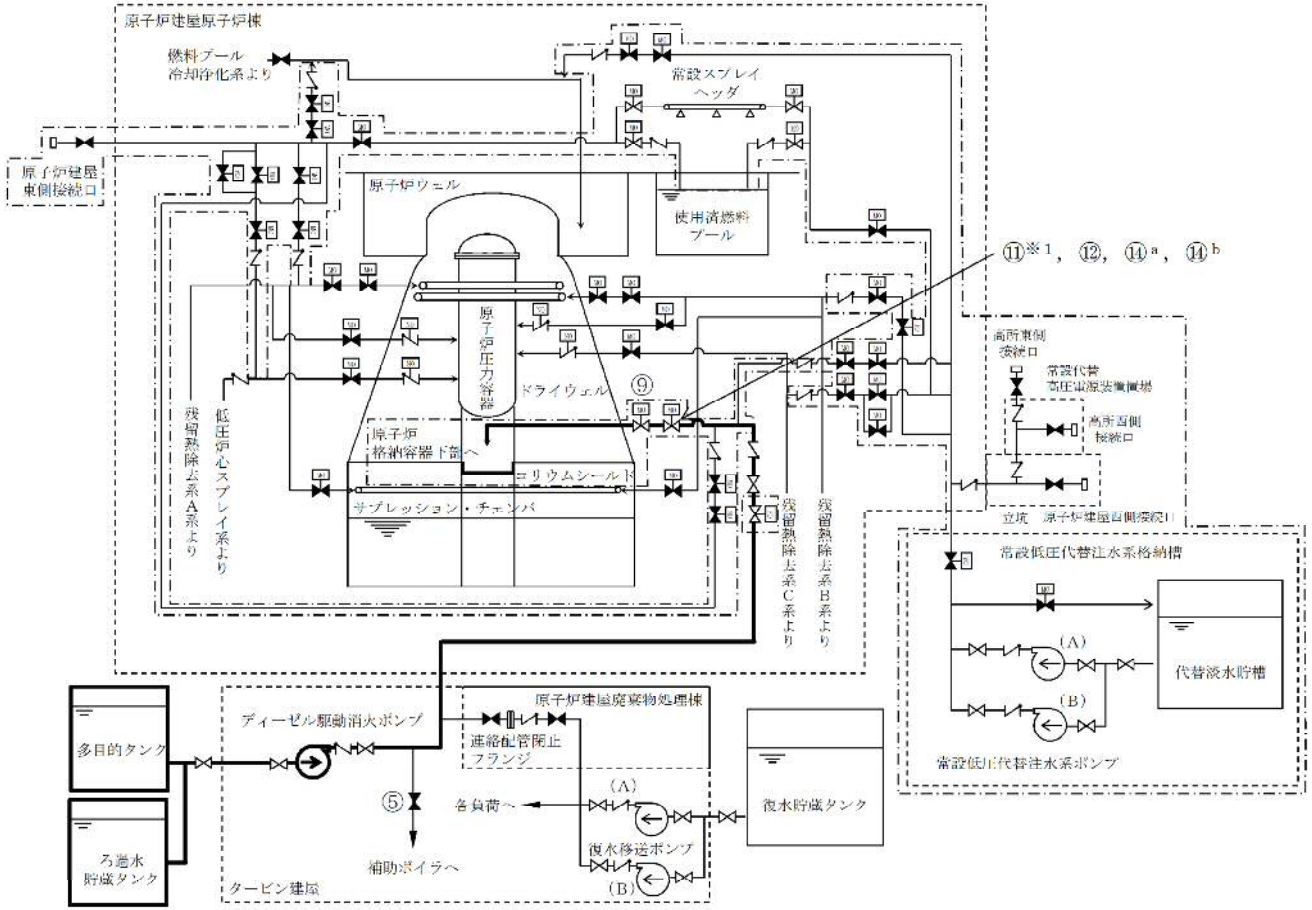
第1.8－7図　格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）　タイムチャート（4／4）



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）



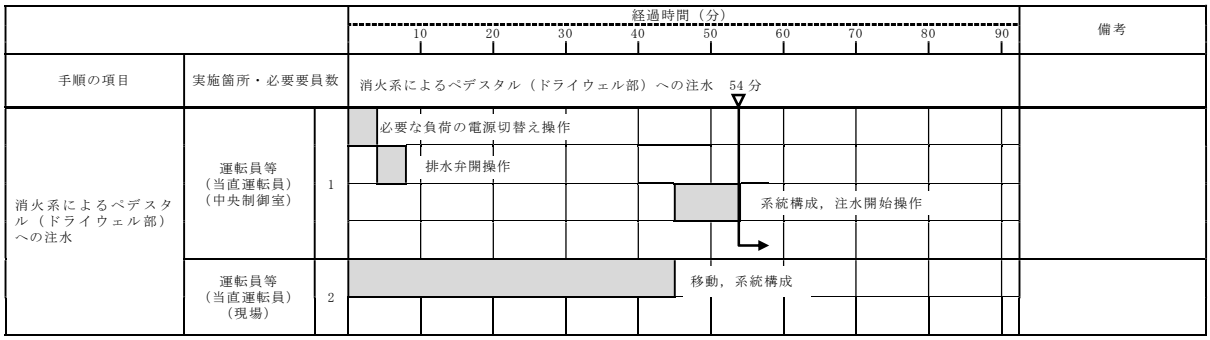
凡例

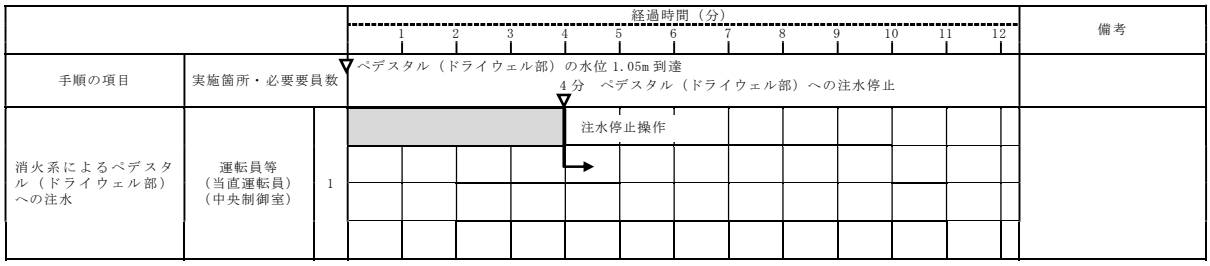
	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

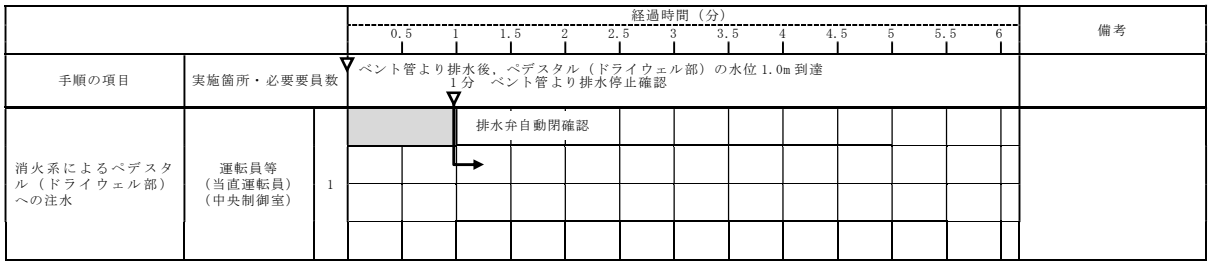
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑤	補助ボイラ冷却水元弁	⑪※1，⑫，⑭a，⑭b	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁
⑨	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁		

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。

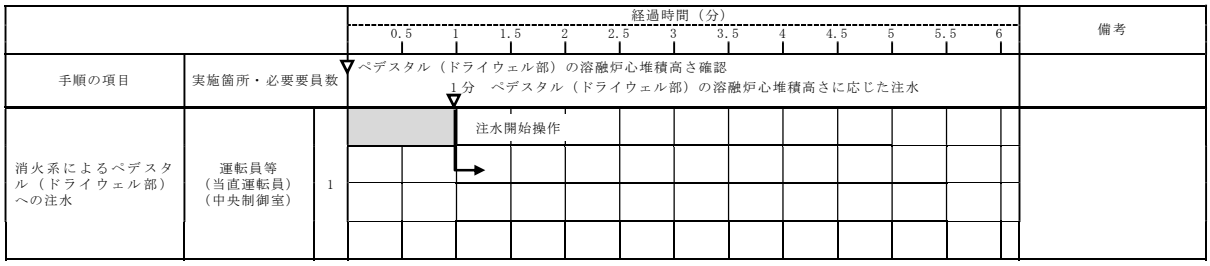
第1.8－8図　消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（2／2）





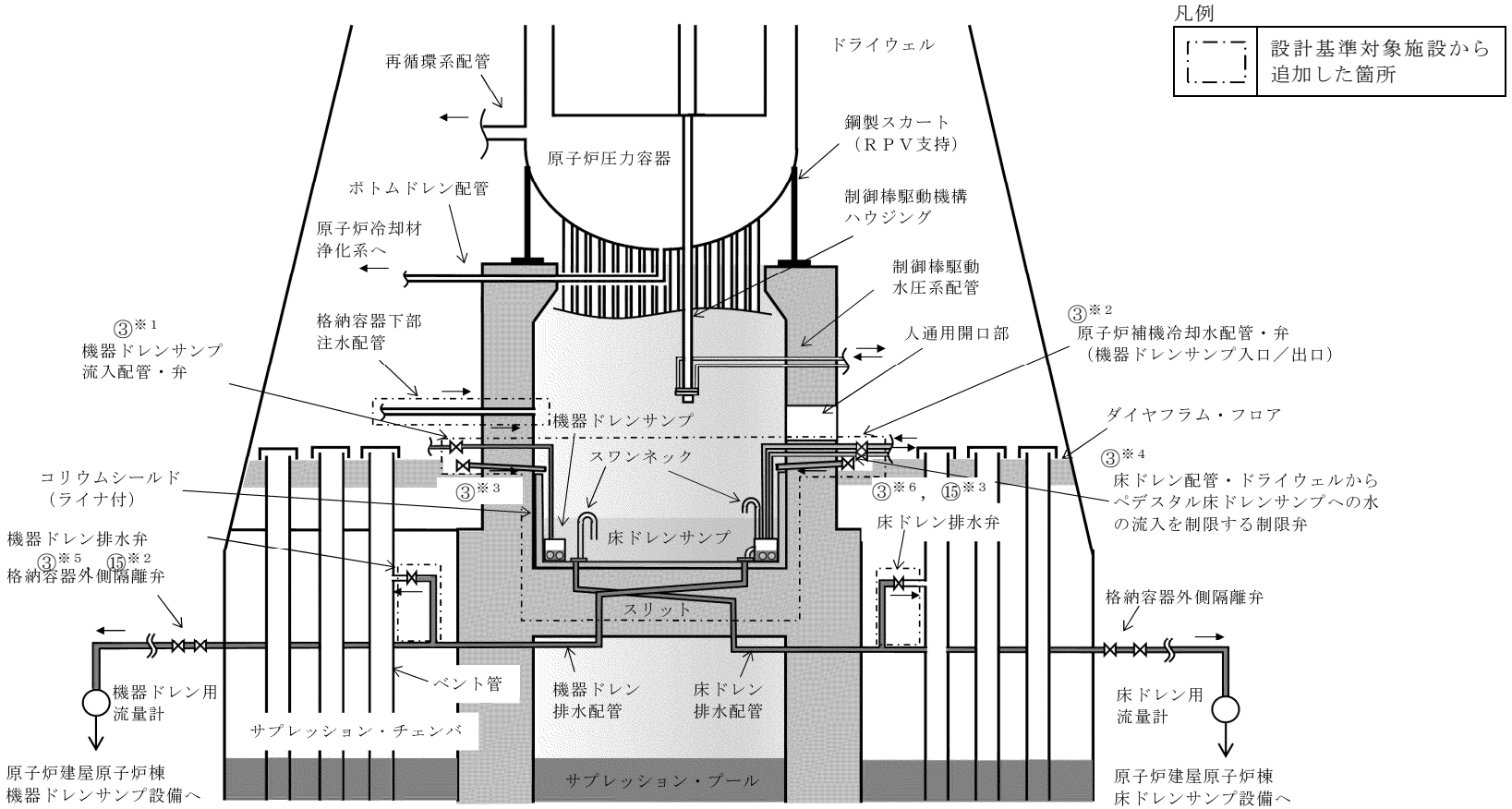


【ペデスタル（ドライウェル部）水位確保】



【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】

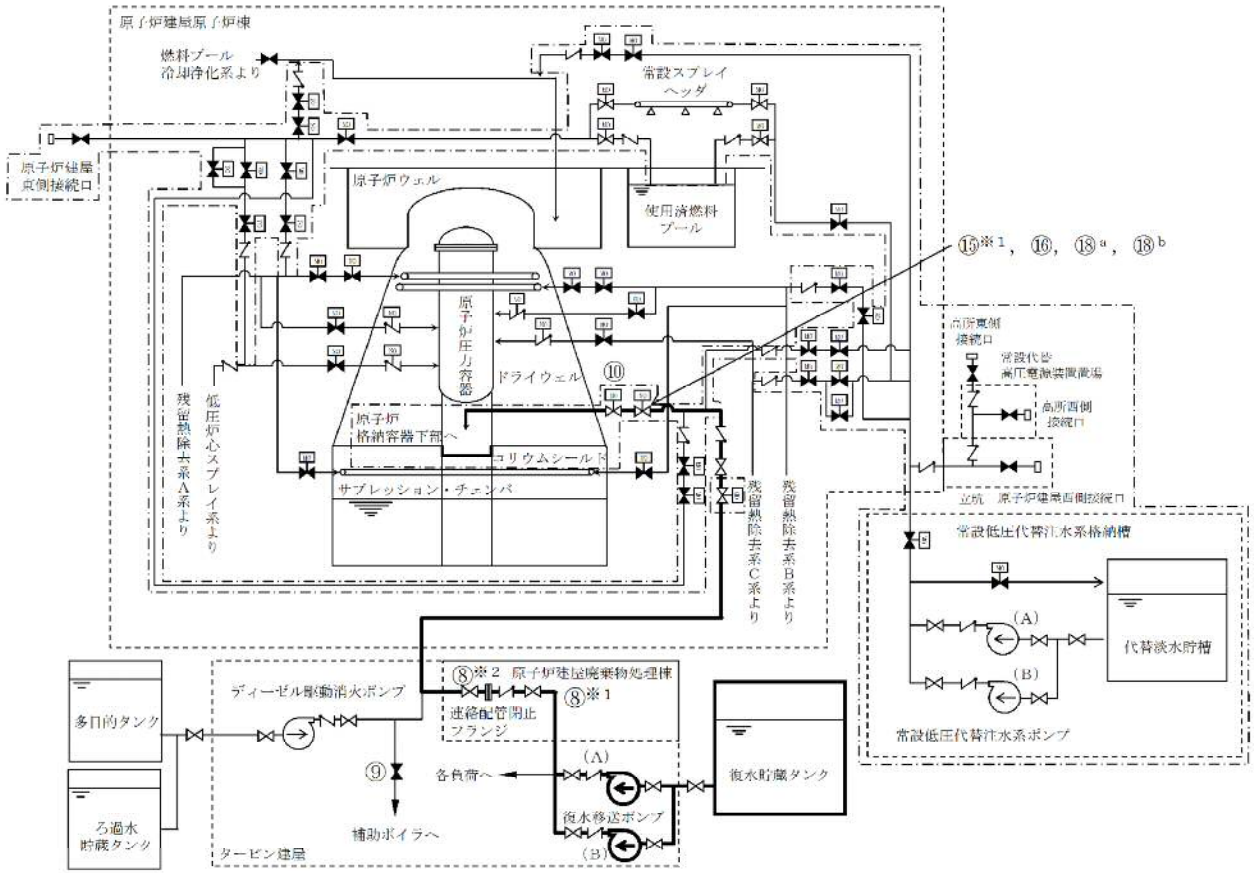
第1.8－9図　消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　タイムチャート



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）



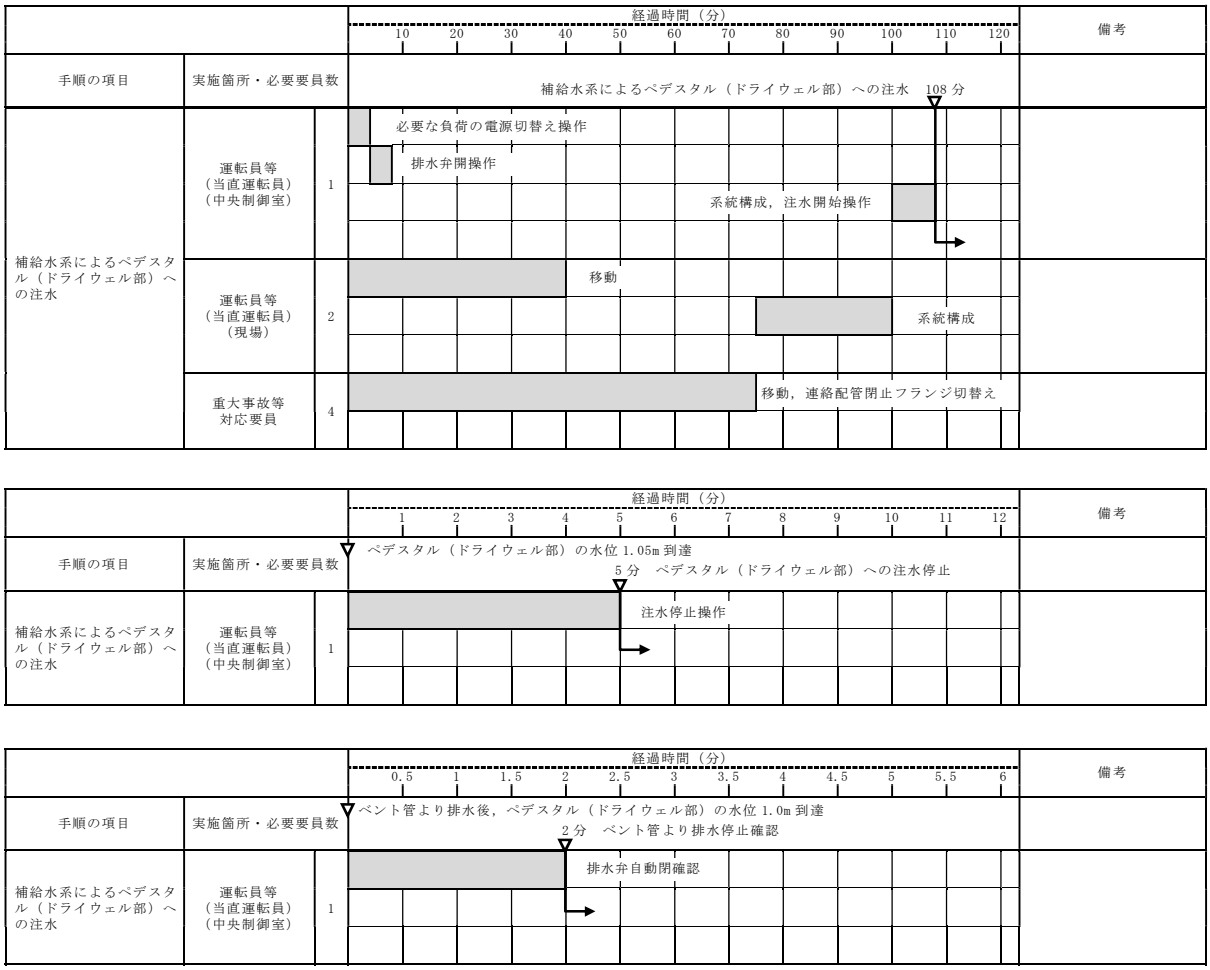
凡例

	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。

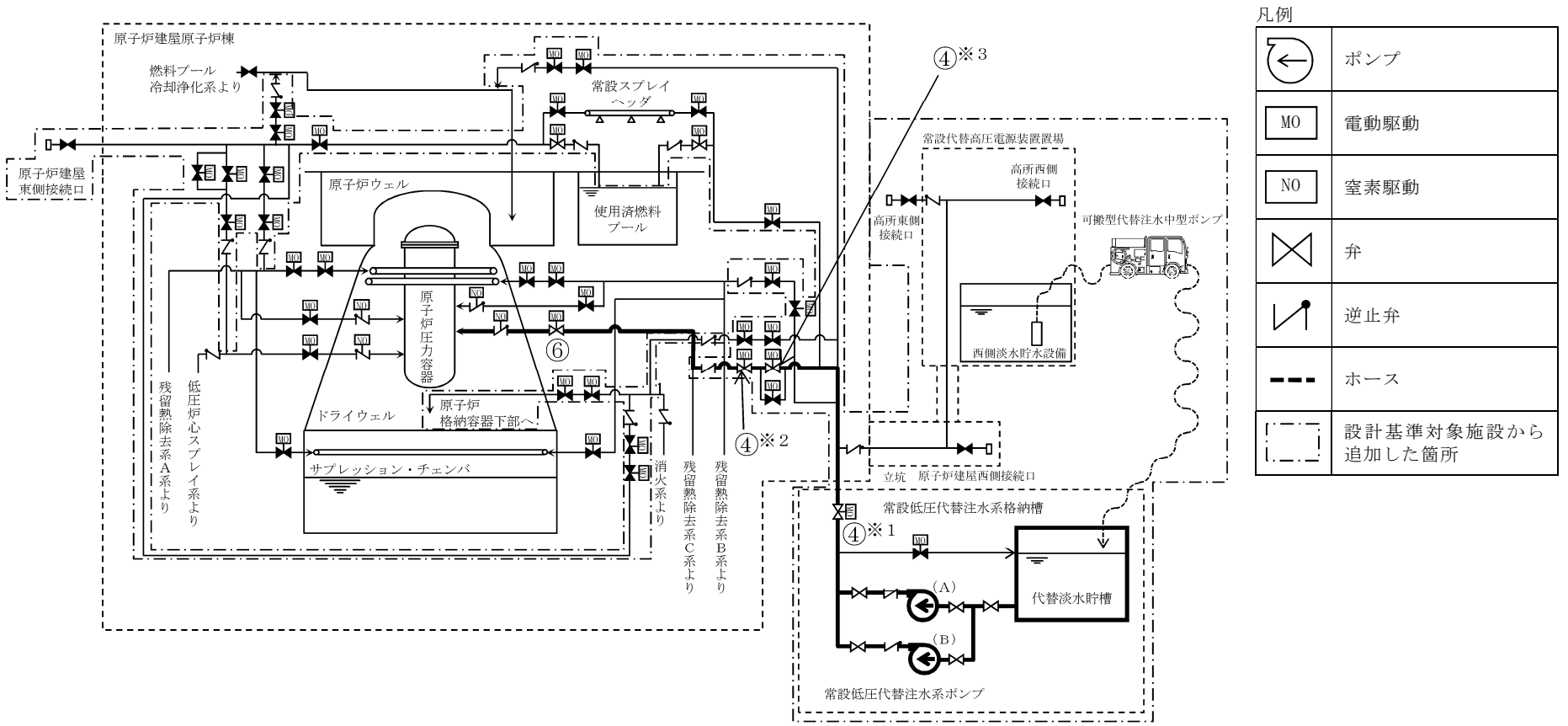
第1.8－10図　補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　概要図（2／2）



【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】

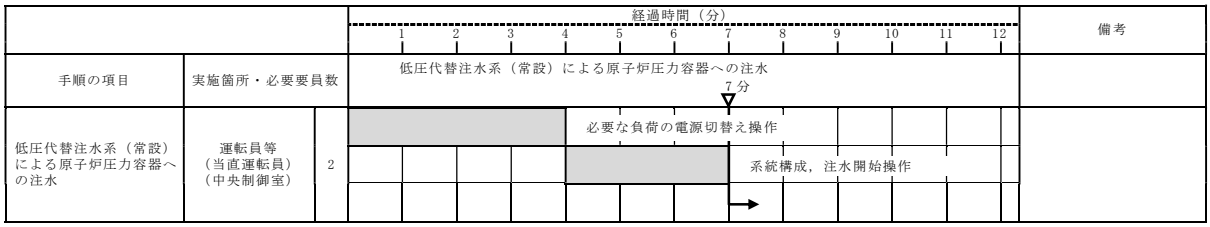
第1.8－11図　補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水　タイムチャート



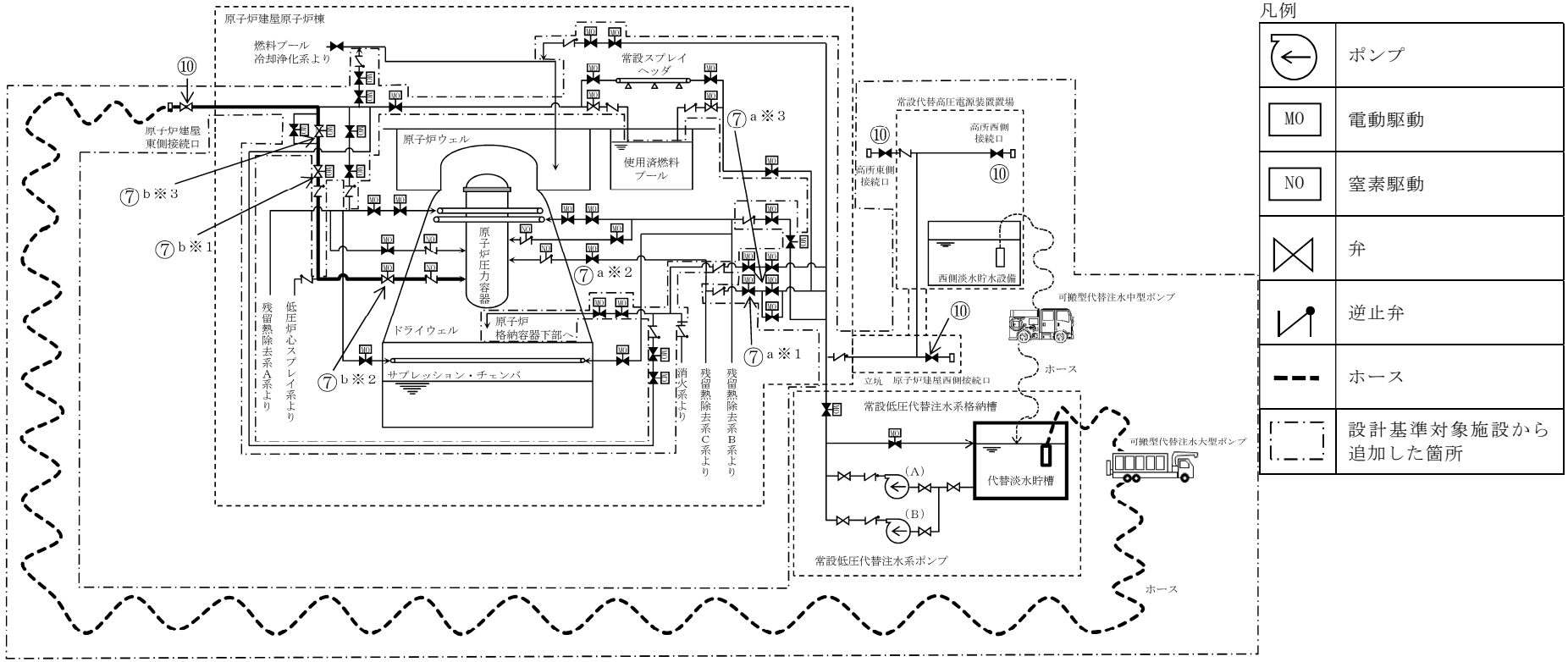
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1	常設低圧代替注水系系統分離弁	④※3	原子炉圧力容器注水流量調整弁
④※2	原子炉注水弁	⑥	残留熱除去系Ｃ系注入弁

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



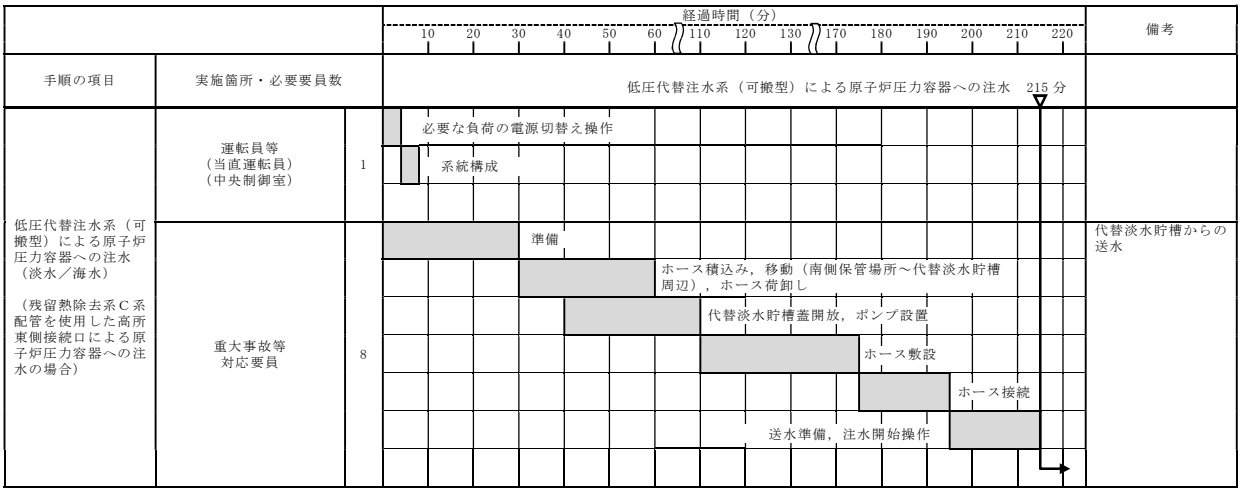
第1.8－13図　低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート

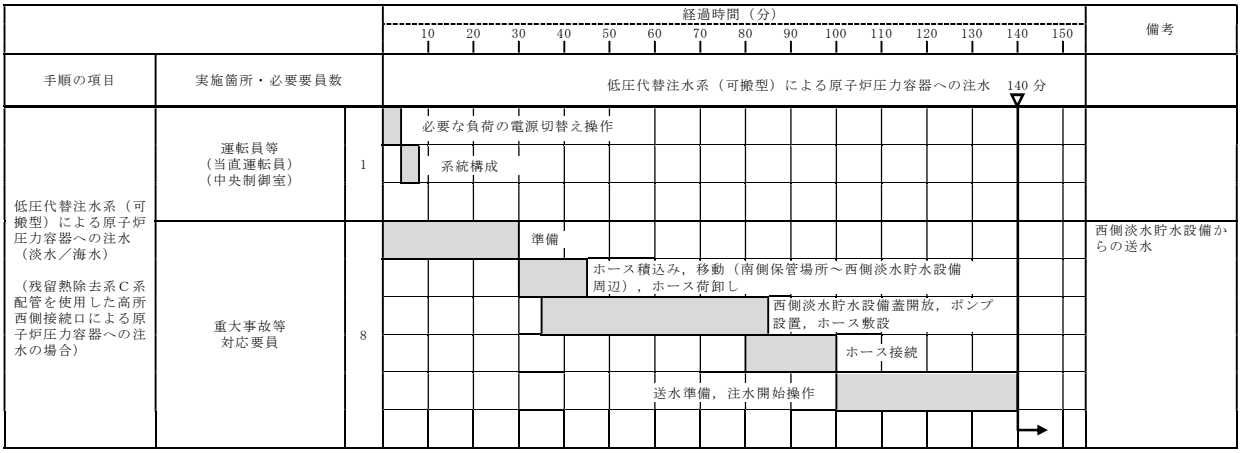


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦a※1，⑦b※1	原子炉注水弁	⑦a※3，⑦b※3	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑦a※2	残留熱除去系Ｃ系注入弁	⑩	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁，高所西側接続口の弁，高所東側接続口の弁
⑦b※2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

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。

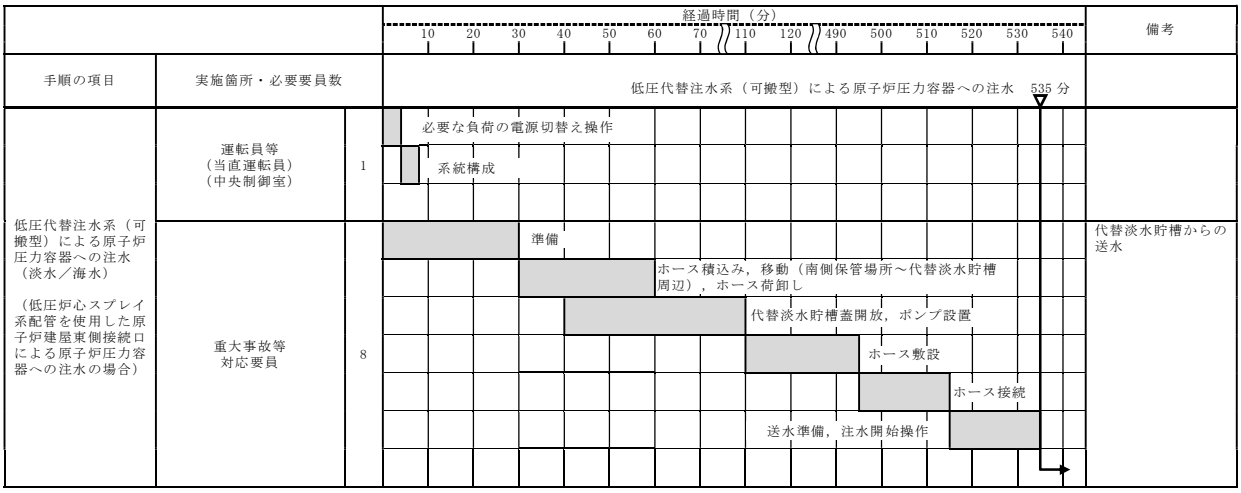
第1.8－14図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　概要図

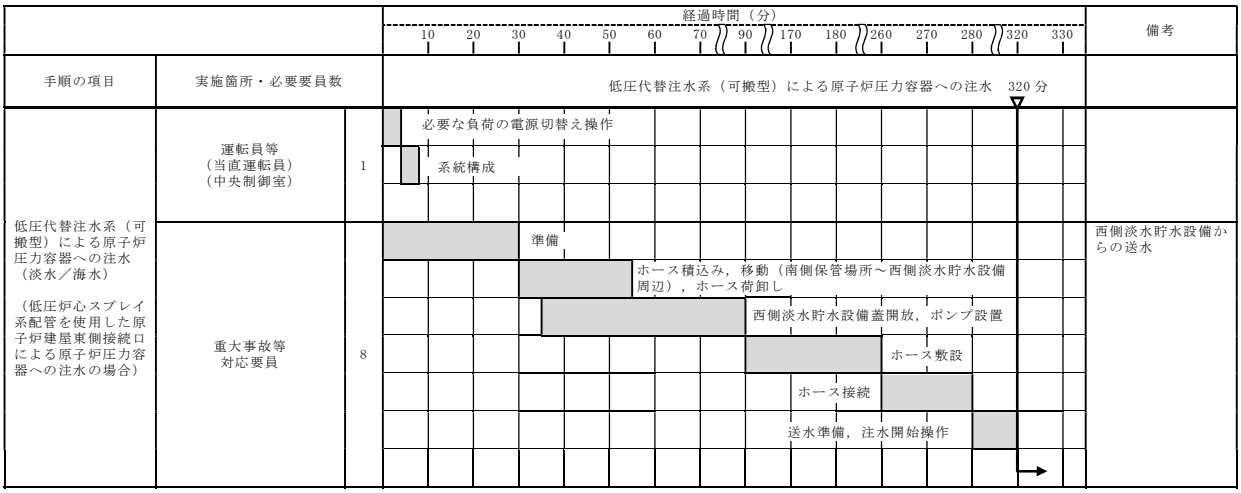




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

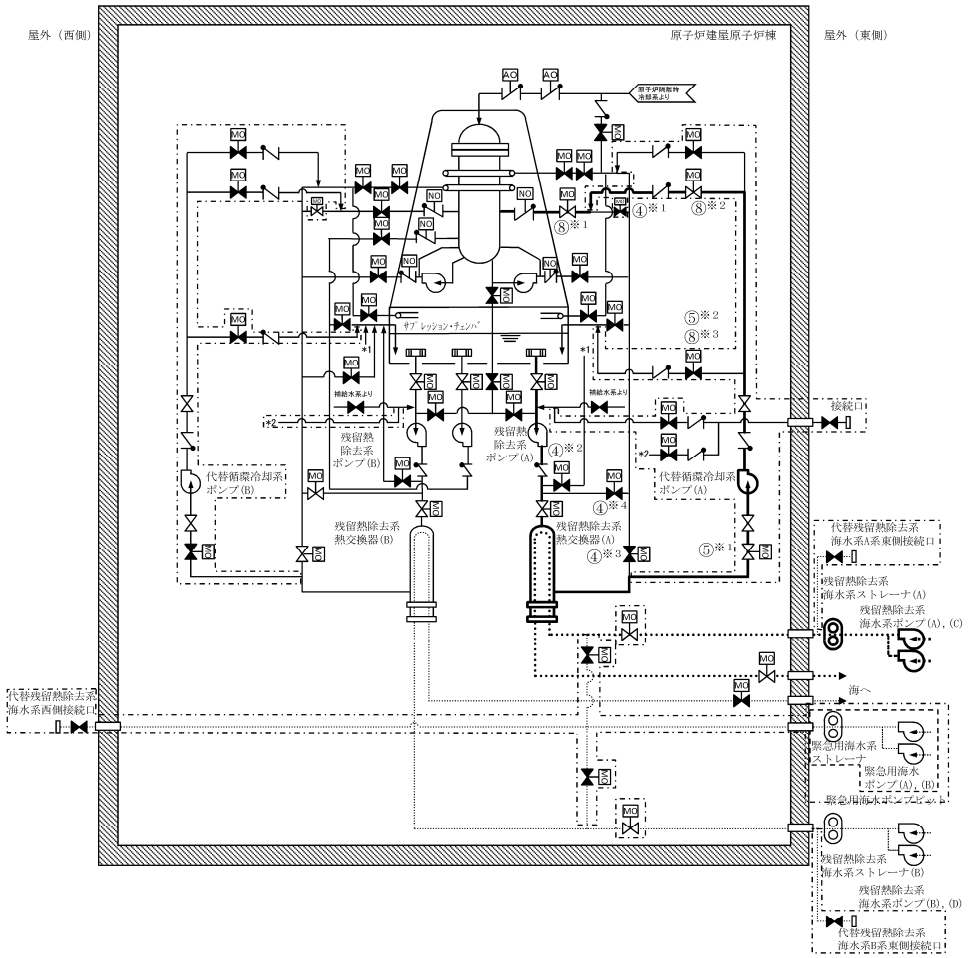
第1.8－15図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）





【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）



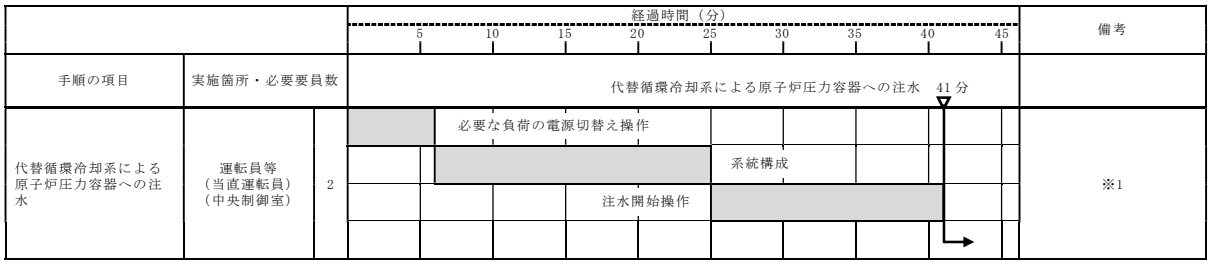
凡例

	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

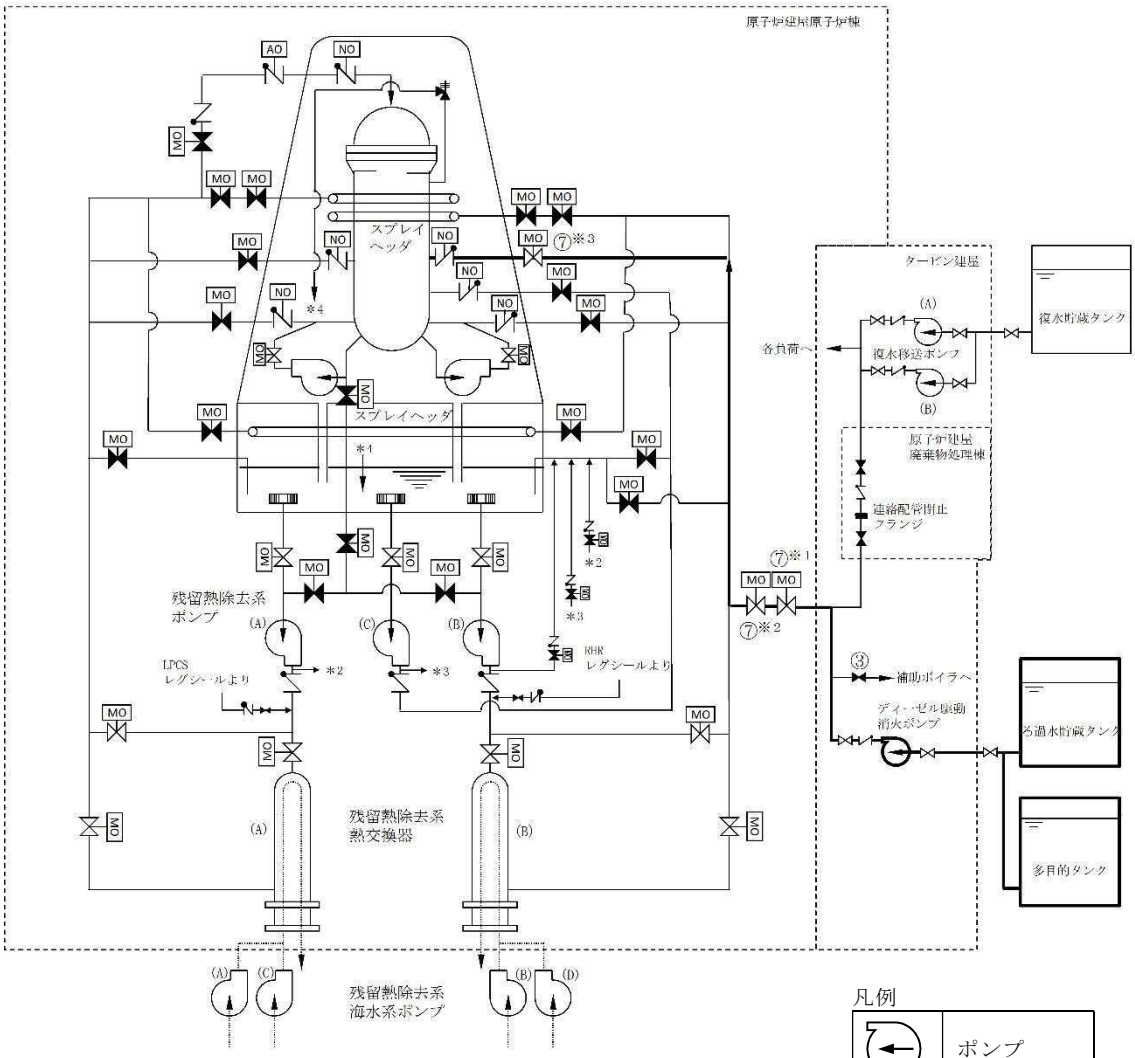
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

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



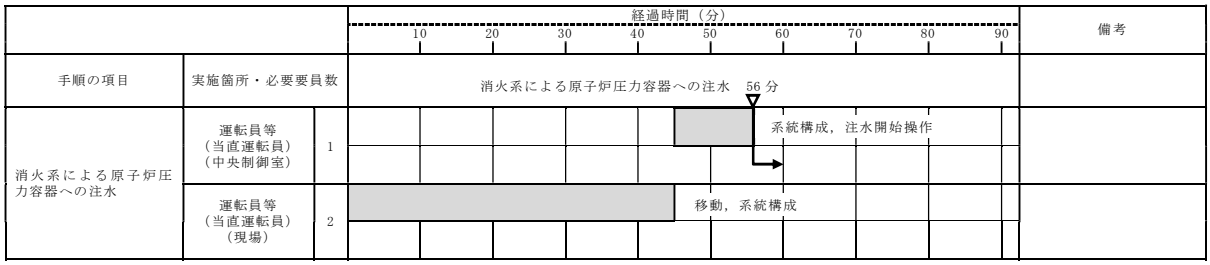
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

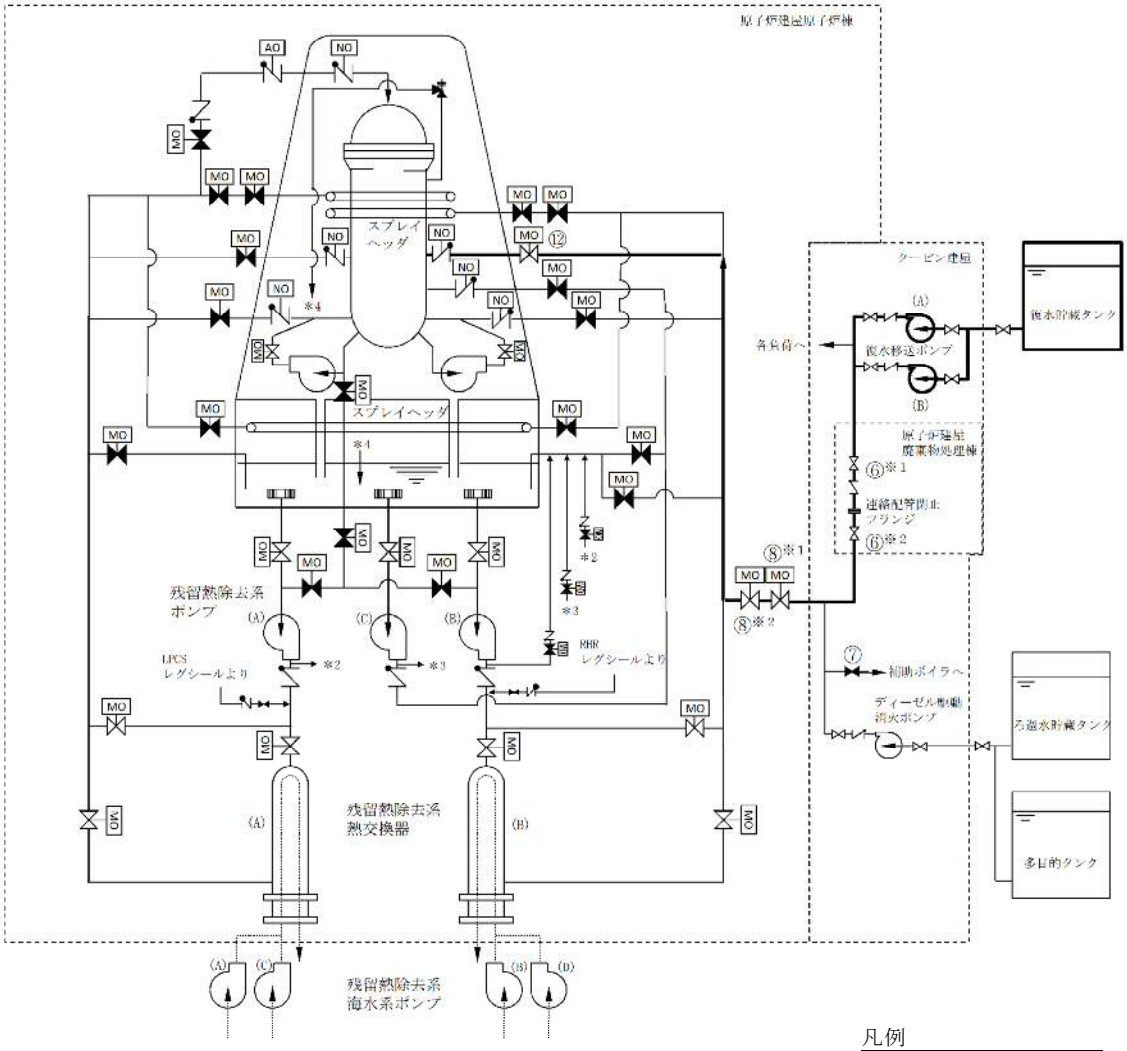
操作手順	弁名称
③	補助ボイラ冷却水元弁
⑦※1，⑦※2	残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁
⑦※3	残留熱除去系Ｂ系注入弁

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



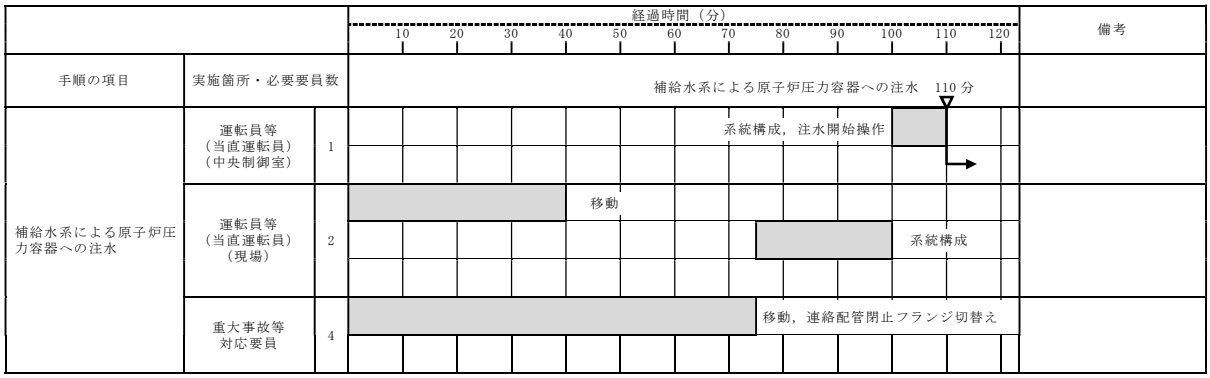
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

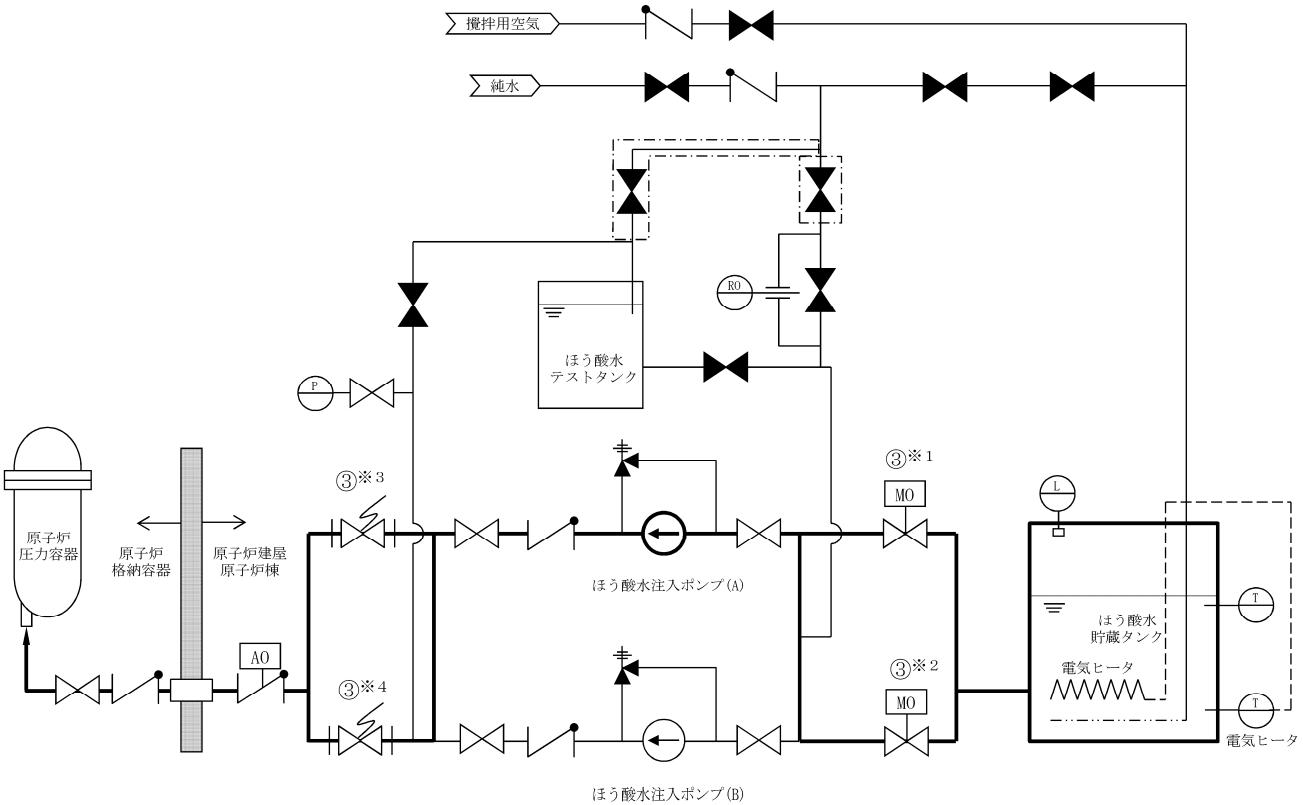
操作手順	弁名称
⑥※1，⑥※2	補給水系－消火系連絡ライン止め弁
⑦	補助ボイラ冷却水元弁
⑧※1，⑧※2	残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁
⑫	残留熱除去系Ｂ系注入弁

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



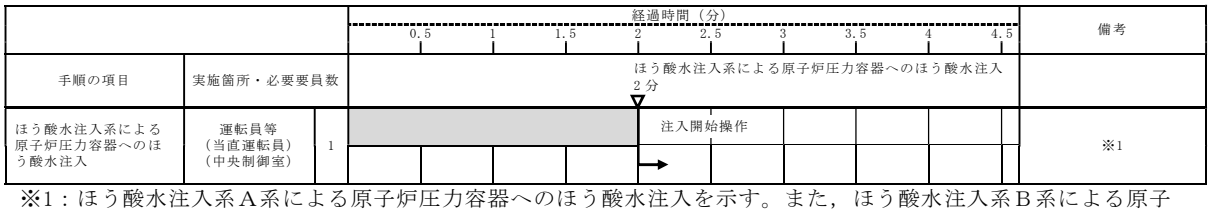
凡例

	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。

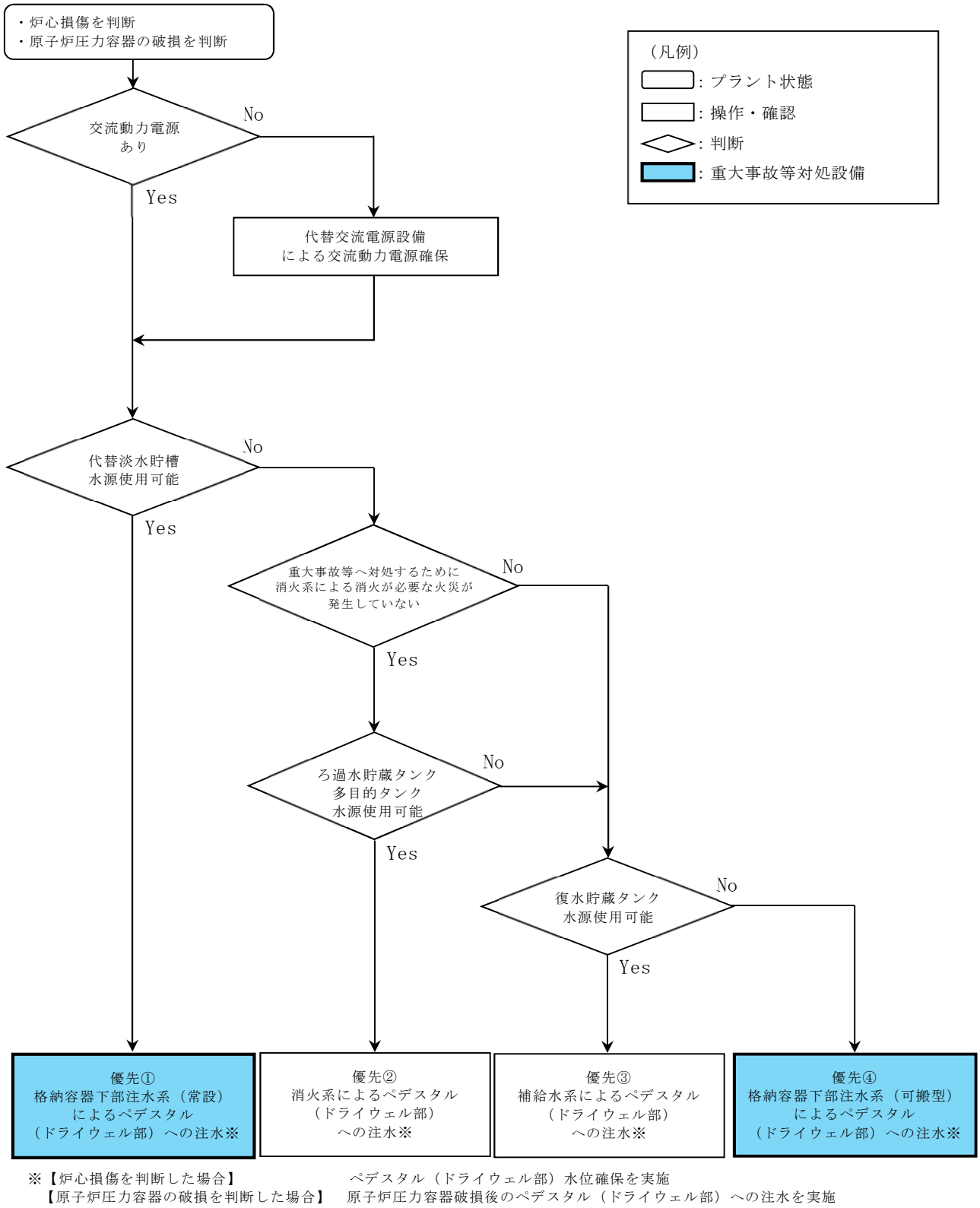
第 1.8－22 図　ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入　概要図



※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

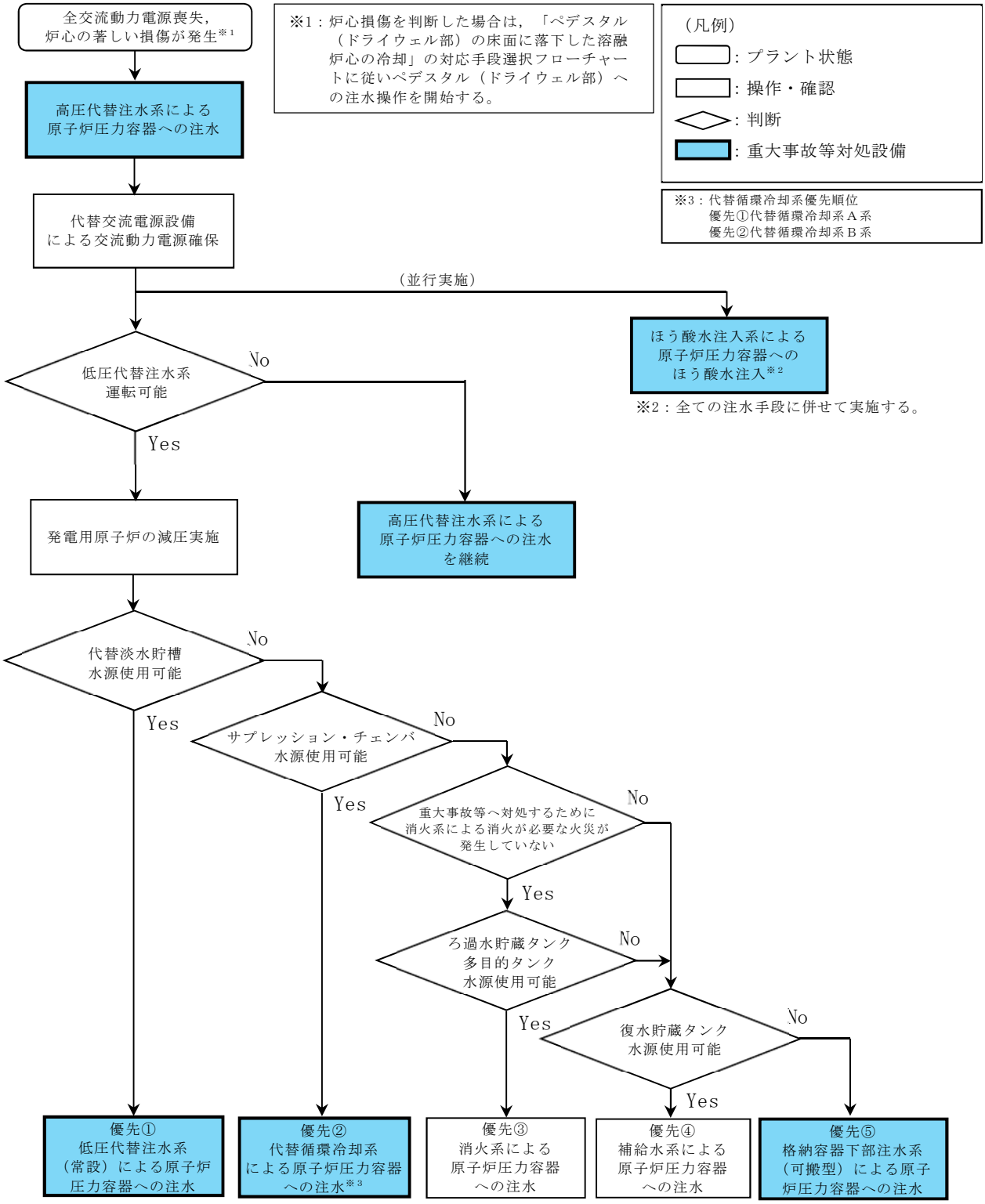
(1)　ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却



※【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）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／7）

技術的能力審査基準（1.8）	番号	設置許可基準規則（第 51 条）	技術基準規則（第 66 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。	④
【解釈】 1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	—	【解釈】 1 第 51 条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	【解釈】 1 第 66 条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	—
(1)原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 a)炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。	②	a)原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ⅰ)原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）	a)原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ⅰ)原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）	⑤
(2)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。	③	ⅱ)原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）	ⅱ)原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）	⑥
		b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／7）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	－	消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	低圧代替注水系配管・弁	新設				多目的タンク
	格納容器下部注水系配管・弁	既設 新設				消火系配管・弁
	原子炉格納容器床ドレン系配管・弁	既設 新設				格納容器下部注水系配管・弁
	原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁	既設 新設				原子炉格納容器床ドレン系配管・弁
	原子炉格納容器	既設				原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁
	コリウムシールド	新設				原子炉格納容器
	常設代替交流電源設備	新設				コリウムシールド
	可搬型代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料給油設備	新設				可搬型代替交流電源設備
格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	可搬型代替注水中型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	－		燃料給油設備
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設			補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	復水移送ポンプ
	西側淡水貯水設備	新設				復水貯蔵タンク
	代替淡水貯槽	新設				補給水系配管・弁
	ホース	新設				消火系配管・弁
	低圧代替注水系配管・弁	新設				格納容器下部注水系配管・弁
	格納容器下部注水系配管・弁	既設 新設				原子炉格納容器床ドレン系配管・弁
	原子炉格納容器床ドレン系配管・弁	既設 新設				原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁
	原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁	既設 新設				原子炉格納容器
	原子炉格納容器	既設				コリウムシールド
	コリウムシールド	新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				燃料給油設備
	燃料給油設備	新設			－	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／7）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	－	－	－
	代替淡水貯槽	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	残留熱除去系Ｃ系配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
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	新設	① ③ ④	－		
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	西側淡水貯水設備	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	残留熱除去系Ｃ系配管・弁	既設				
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／7）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ③ ④	－	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ
	サプレッション・チェンバ	既設				ホース
	残留熱除去系熱交換器	既設				－
	代替循環冷却系配管・弁	新設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系海水系ポンプ	既設				
	残留熱除去系海水系ストレーナ	既設				
	緊急用海水ポンプ	新設				
	緊急用海水系ストレーナ	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
－	－	－	－	－	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ
						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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／7）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	－	補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ
	サプレッション・チェンバ	既設				復水貯蔵タンク
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設				補給水系配管・弁
	主蒸気系配管・弁	既設				消火系配管・弁
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				残留熱除去系Ｂ系配管・弁
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設				原子炉圧力容器
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				常設代替交流電源設備
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設				可搬型代替交流電源設備
	原子炉圧力容器	既設				燃料給油設備
	常設代替直流電源設備	新設			－	－
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
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	既設	① ③ ④	－		
	ほう酸水貯蔵タンク	既設				
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／7）

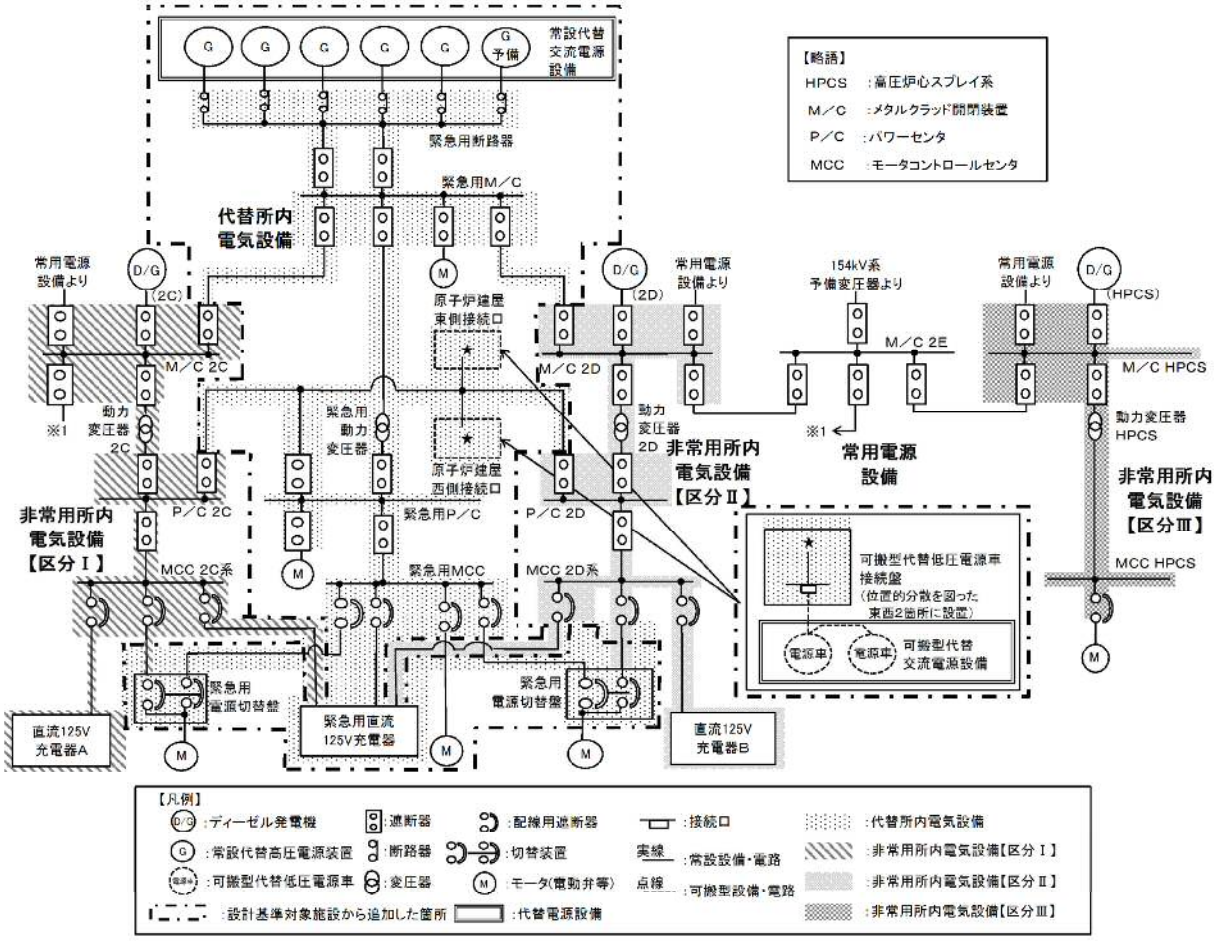
技術的能力審査基準（1.8）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として，格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。
【解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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／7）

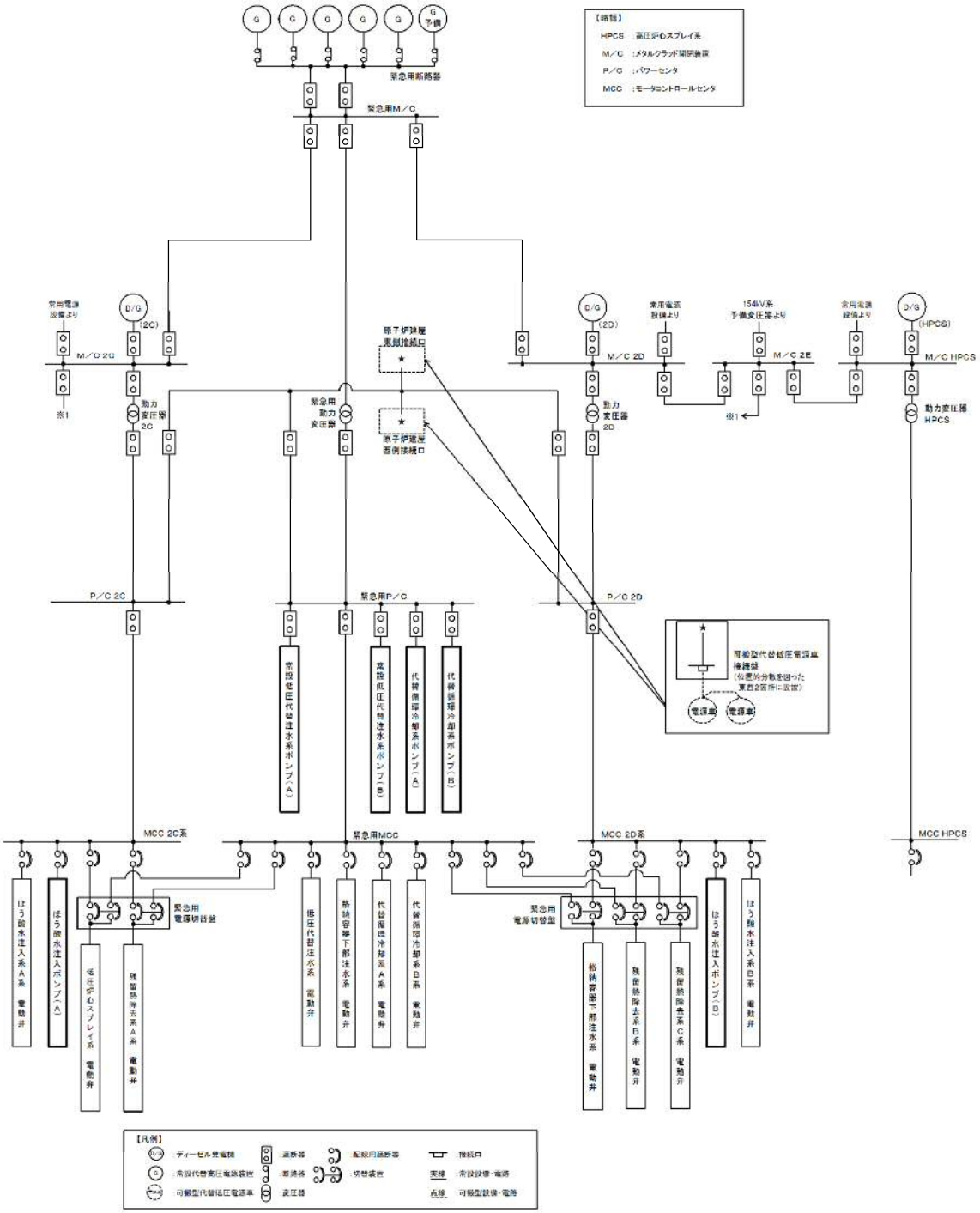
技術的能力審査基準（1.8）	適合方針
（２）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 ａ）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，高圧代替注水系及びほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。

自主対策設備仕様

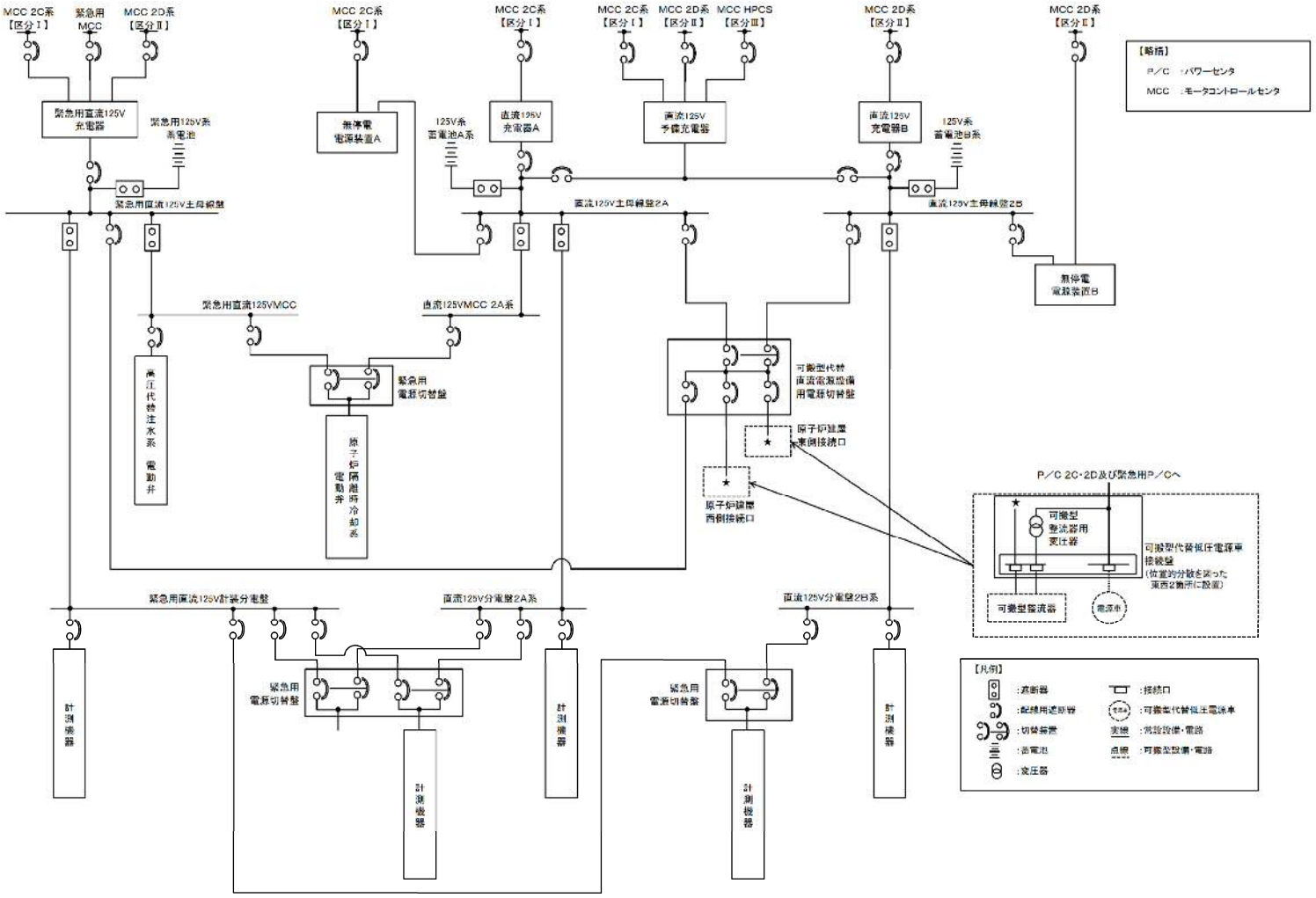
機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 4.3m^3／min	90m	1台
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3	－	1基
多目的タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3	－	1基
復水移送ポンプ	常設	Bクラス	145.4m^3／h (1台当たり)	85.4m	2台
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	約 2,000m^3 (1基当たり)	－	2基
可搬型代替注水大型ポンプ （代替残留熱除去系海水系として使用）	可搬	Sクラス	約 1,320m^3／h (1台当たり)	約 140m	4台



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図　対応手段として選定した設備の電源構成（交流電源）



第３図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

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

(1) 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（淡水／海水）

ａ．操作概要

格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水が必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確保した後，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りペデスタル（ドライウェル部）に送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

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）への注水として，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・ホース敷設準備：20分※2（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※2：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

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

操作性　：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。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定

型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

2．消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(1)　系統構成

ａ．操作概要

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

ｂ．作業場所

タービン建屋1階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び所要時間

消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水における，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：54分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は45分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：41分（移動経路：中央制御室からタービン建屋1階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：4分（操作対象1弁：タービン建屋1階）

ｄ．操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。

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

系統構成
（補助ボイラ冷却水元弁）

3．補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

(1)　系統構成

ａ．操作概要

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

ｂ．作業場所

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

ｃ．必要要員数及び所要時間

補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水における現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（運転員等（当直運転員）2名，重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：108分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は100分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：40分※1（移動経路：中央制御室から原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：25分（操作対象3弁：原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋1階）

【重大事故等対応要員】

・移動：40分（移動経路：原子炉建屋付属棟1階から原子炉建屋廃

棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む））

・連絡配管閉止フランジ切替え：35分

※1：重大事故等対応要員の移動及び連絡配管フランジ切替えと並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：通常の弁操作及び一般的なフランジ切替え作業であり容易に実施可能である。また，操作対象弁及びフランジは操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

作業場所（全体）

連絡配管閉止フランジ

連絡配管閉止フランジ切替え訓練

系統構成
（補給水系－消火系連絡ライン止め弁）

系統構成
（補助ボイラ冷却水元弁）

4．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

(1) 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（淡水／海水）

a．操作概要

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

b．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽）周辺）

c．必要要員数及び所要時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水として，最長時間を要する代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管による原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・ホース敷設準備：20分※1（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※1：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

d．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

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

操作性　：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。

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

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

5．消火系による原子炉圧力容器への注水

(1)　系統構成

ａ．操作概要

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

ｂ．作業場所

タービン建屋1階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び所要時間

消火系による原子炉圧力容器への注水における現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：56分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は45分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：41分（移動経路：中央制御室からタービン建屋1階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：4分（操作対象1弁：タービン建屋1階）

ｄ．操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能で

ある。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。

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

系統構成
（補助ボイラ冷却水元弁）

6．補給水系による原子炉圧力容器への注水

(1)　系統構成

ａ．操作概要

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

ｂ．作業場所

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

ｃ．必要要員数及び所要時間

補給水系による原子炉圧力容器への注水における現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（運転員等（当直運転員）2名，重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：110分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は100分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：40分※1（移動経路：中央制御室から原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：25分（操作対象3弁：原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋1階）

【重大事故等対応要員】

・移動：40分（移動経路：原子炉建屋付属棟1階から原子炉建屋廃

棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む））

・連絡配管閉止フランジ切替え：35分

※1：重大事故等対応要員の移動及び連絡配管フランジ切替えと並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：通常の弁操作及び一般的なフランジ切替え作業であり容易に実施可能である。また，操作対象弁及びフランジは操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

作業場所（全体）

連絡配管閉止フランジ

連絡配管閉止フランジ切替え訓練

系統構成
（補給水系－消火系連絡ライン止め弁）

系統構成
（補助ボイラ冷却水元弁）

炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し，炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。

第1表　注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

系統	注水先	ポンプ	水源
低圧代替注水系（常設）	原子炉圧力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウェル		
格納容器下部注水系（常設）	ペデスタル（ドライウェル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サプレッション・チェンバ
	ドライウェル		
	サプレッション・チェンバ		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は，補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが，代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため，継続して使用するとサプレッション・プール水位が上昇し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）の実施時期を早めることとなる※。

一方，代替循環冷却系は補機系の起動を要するため，常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが，サプレッション・チェンバを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ，事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし，その後，外部からの水の持ち込みを抑制し，サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り，可能な限り外部への影響を軽減するため，代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし，代替循環冷却系の運転時において，格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には，一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※：格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達した時点で，外部水源による水の持ち込みを制限した上で，格納容器ベントを実施する手順としている。

2．炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

(1)　常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

ａ．炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は，補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また，原子炉注水ができない場合においても，注水手段の確保に努めることとしている。したがって，炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが，事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。

①ＬＯＣＡ時に炉心が損傷した場合は，ヒートアップした炉心へ原子炉

注水を実施することにより，炉内で発生する過熱蒸気がドライウェルに直接放出されドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで，格納容器の健全性を確保するために，ＬＯＣＡの判断（ドライウェル圧力 13.7kPa［gage］以上）及び炉心損傷の判断（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）により，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を同時に実施する。この場合，原子炉注水により過熱蒸気が発生することから，先行して代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施し，その後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで，ドライウェルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

②ＬＯＣＡ時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は，いずれは溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウェルに放出され，ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。ただし，実際の操作としては，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから，炉心損傷の判断後にドライウェルスプレイをする手順は①と同様である。

ｂ．原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）水位を約 1m に維持す

る構造としているが，炉心損傷判断後は，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し，ペデスタル（ドライウェル部）水位を確実に約 1m 確保するため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）水位の確保操作を実施する手順とする。

c．原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）に存在する水との相互作用により，ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため，原子炉圧力容器破損を判断した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。

⑤ドライウェルスプレイを開始した後は，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却維持のため，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作を実施する手順とする。

d．本系統の停止及び一時的な運転について

⑥本系統は外部水源を用いた手段であり，本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位が上昇する。そこで，格納容器ベントを遅延させる観点から，本系統による原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し，代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する。

⑦ただし，代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

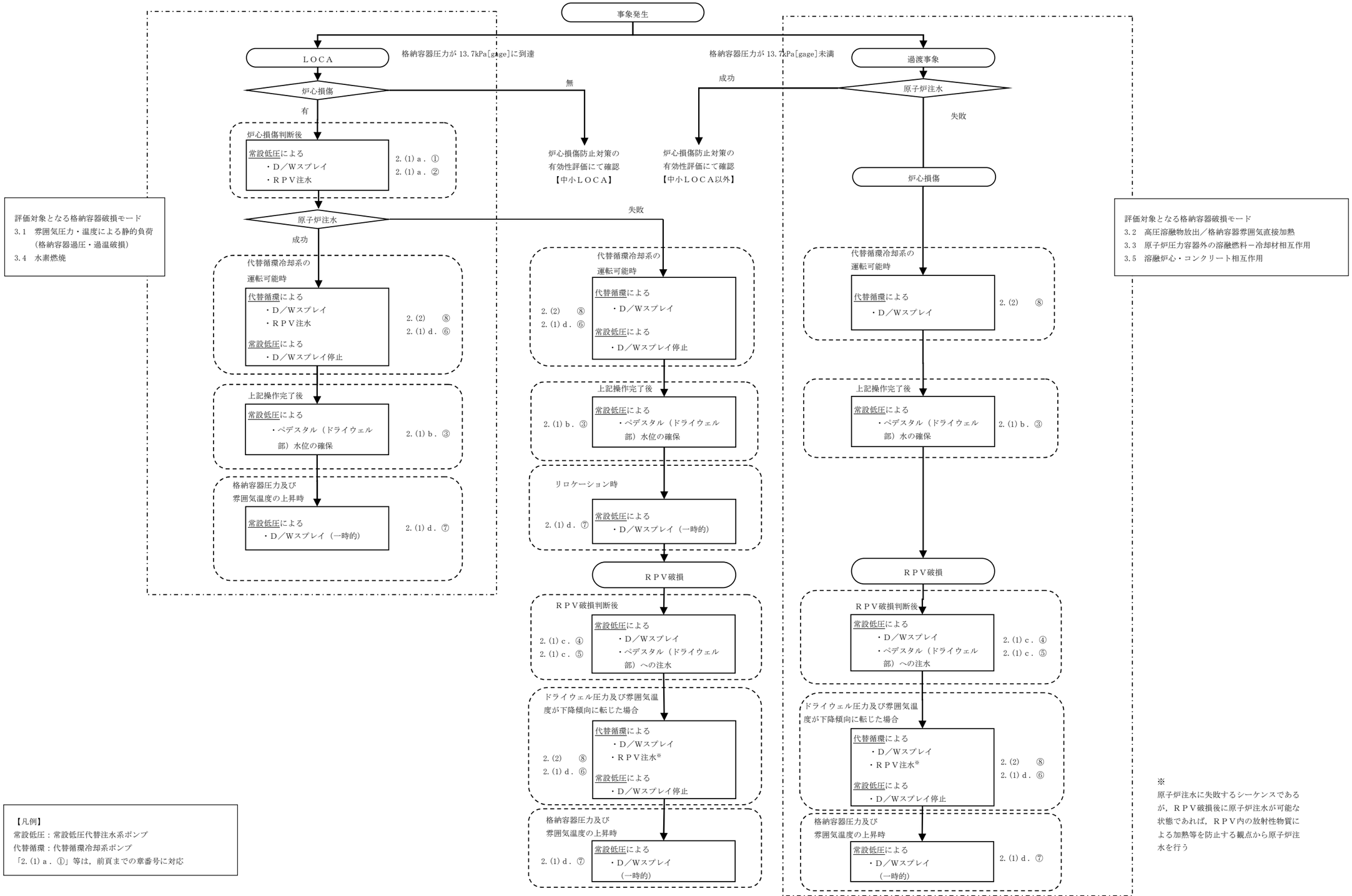
(2) 代替循環冷却系

⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の

起動後に期待できる系統であり，運転開始までに一定の時間を要するが，内部水源であるため本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって，起動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし，サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ，原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで，損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

3．各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては，起因事象がＬＯＣＡの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また，初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても，事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ，事故対応の流れを第1図に示す。



評価対象となる格納容器破損モード
3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷
（格納容器過圧・過温破損）
3.4　水素燃焼

評価対象となる格納容器破損モード
3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

【凡例】
常設低圧：常設低圧代替注水系ポンプ
代替循環：代替循環冷却系ポンプ
「2.(1) a．①」等は，前頁までの章番号に対応

※
原子炉注水に失敗するシーケンスであるが，ＲＰＶ破損後に原子炉注水が可能な状態であれば，ＲＰＶ内の放射性物質による加熱等を防止する観点から原子炉注水を行う

第１図　事故対応の流れ

4．長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として，残留熱除去系，代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し，格納容器の健全性を維持する。

また，炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素及び酸素が発生するため，水素燃焼を防止する観点から，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

(1)　事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃，2Pdと設定しており，200℃，2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため，シール部については，200℃，2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで，限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

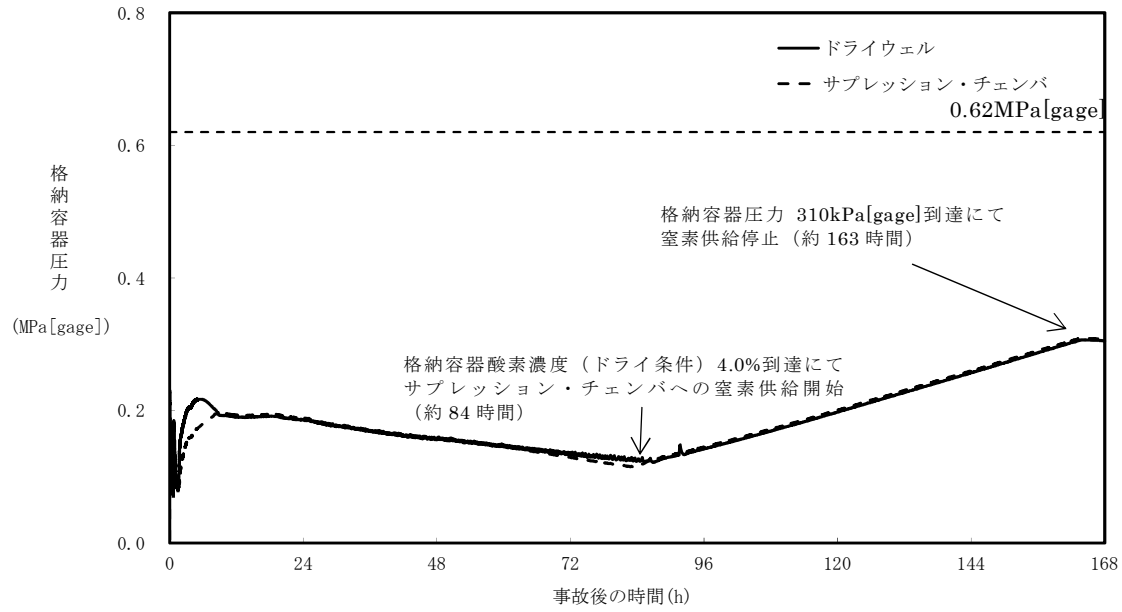
ここでは，200℃，2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても，有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し，格納容器の閉じ込め機能を示す。

また，上記に加えて，7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても，格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

(2)　7日間（168時間）以降の圧力，温度の条件

7日間（168時間）以降において，格納容器圧力が最も高くなるのは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格

納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは，格納容器内酸素濃度が4.0vol％（ドライ条件）に到達した時点で，格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため，310kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており，第1表で示すとおり，7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で310kPa[gage]となる。代表的に，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第1図に示す。

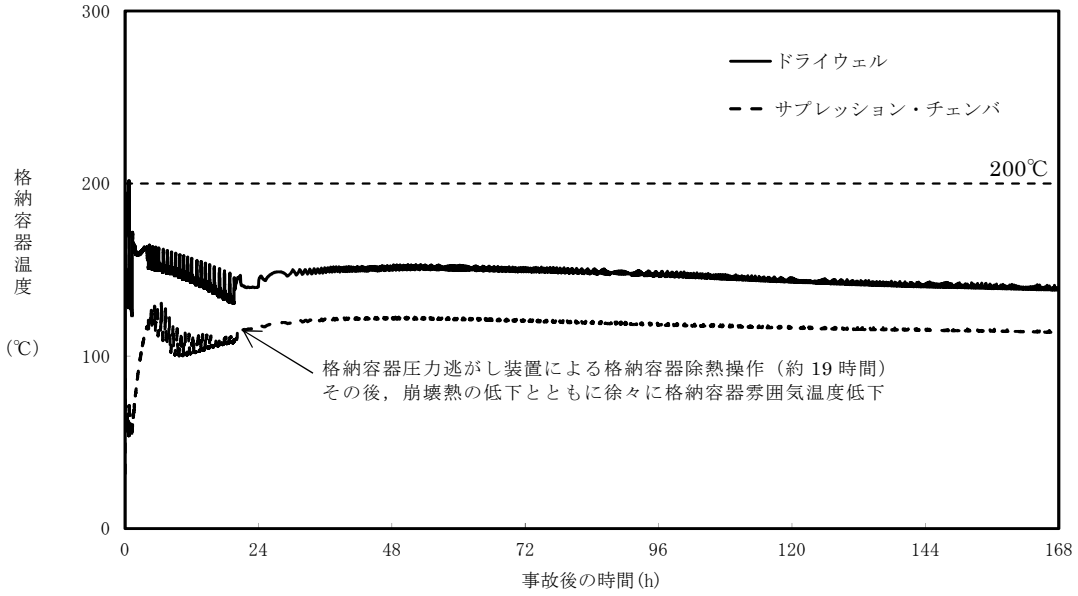


第１図　格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの

格納容器雰囲気温度の推移を第2図に示すが，7日間（168時間）時点で150℃未満であり，その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため，第1表で示すとおり7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また，格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度※）についても，事象発生後3.9時間後に生じる最高値は157℃であるが，7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているＭＡＡＰコードは，FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については，原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において，FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり，格納容器全体に飛散することがないことが確認されており，健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく，ＭＡＡＰコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



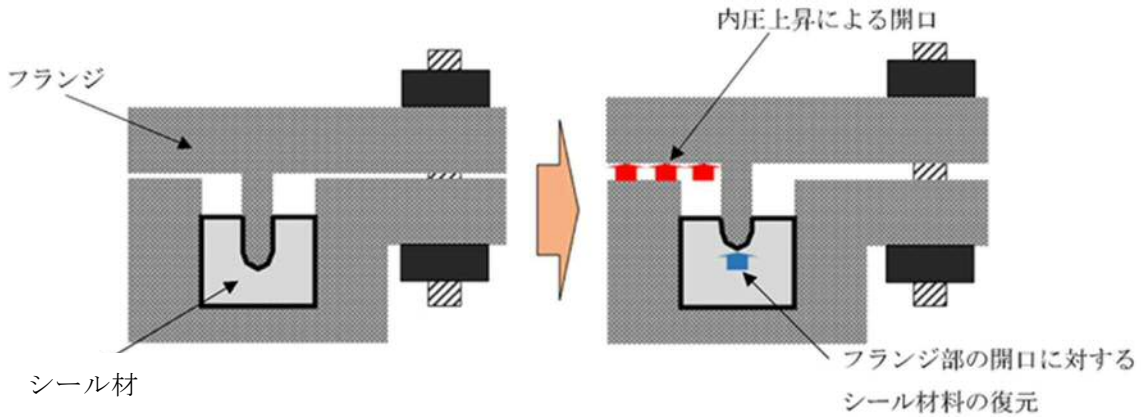
第２図　格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第１表　事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として 2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで 最大310kPa[gage]となる （ＭＡＡＰ解析結果）
格納容器温度	評価項目として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る （ＭＡＡＰ解析結果）

(3)　7日間（168時間）以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により，格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は，第3図の模式図に示すとおり，格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し，シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり，格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても，圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば，シール部の機能は健全である。長期のケースとして，有効性評価シナリオにおいて168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても，格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい（第2表参照）。なお，復元量の具体的な評価は，格納容器温度に関係することから3.2で示す。



第 3 図　シール部の機能維持確認の模式図

第２表　格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168時間時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側		
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側		
	外側		
サプレッション・ チェンバアクセス ハッチ	内側		
	外側		

(4)　7日間（168時間）以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

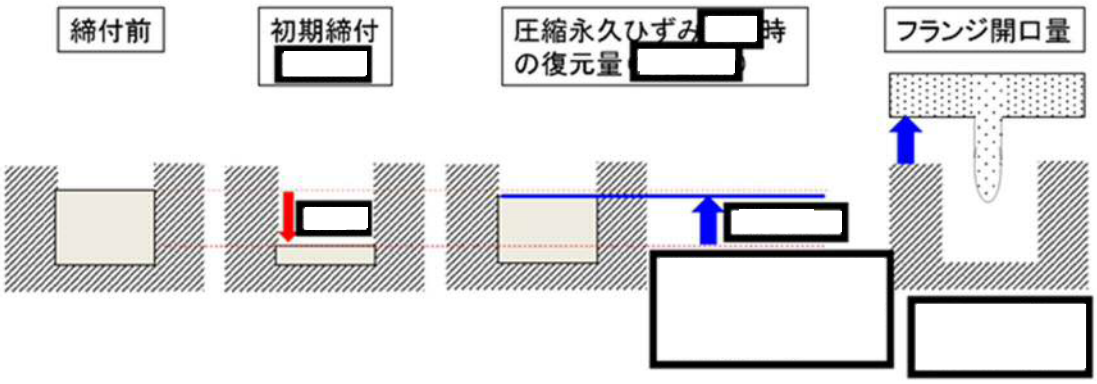
格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良ＥＰＤＭ製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第３表　改良ＥＰＤＭ製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7 日	7 日～14 日	14 日～30 日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率［%］			
硬さ			
質量変化率［%］			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い，飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように，168時間以降，150℃の環境下においては，改良ＥＰＤＭ製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく，経時劣化の兆候は見られない。したがって，重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも，シール部の機能は十分維持される。なお，ＥＰＤＭ材は一般特性としての耐温度性は150℃であり，第3表の結果は改良ＥＰＤＭ製シール材が200℃条件を7日間経験しても，一般特性としての耐熱温度まで低下すれば，それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考える。また，第3表の結果から圧縮永久ひずみ[redacted]時の改良ＥＰＤＭ製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており，第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。



第４図　圧縮永久ひずみ　時のシール材復元量とフランジ開口量

(5)　7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

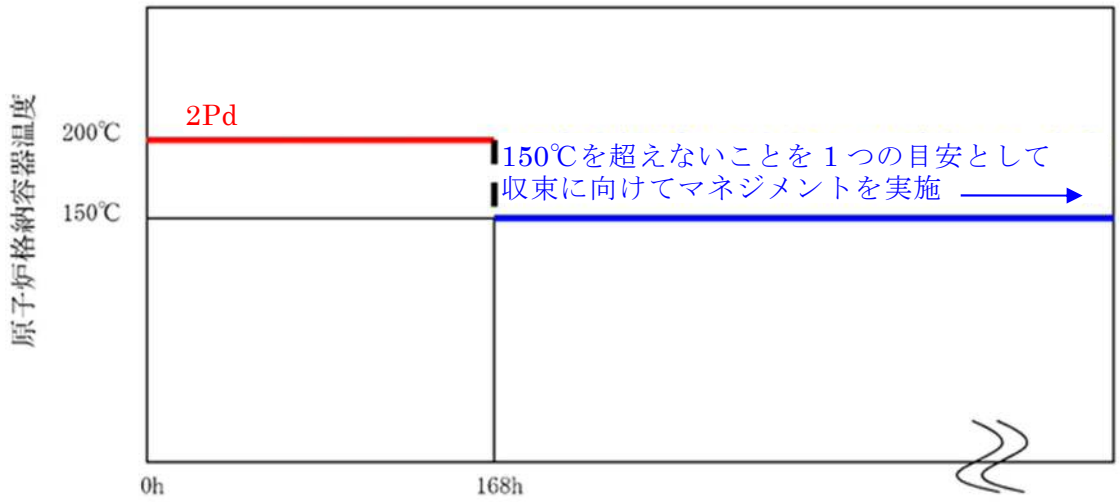
(2)で示したように有効性評価結果からも，7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良ＥＰＤＭ製シール材の一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また，格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており，開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお，代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合，中長期的には，水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが，酸素濃度がドライ条件で4.3vol％に到達した場合にはベントを実施することとしていることから，格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって，格納容器温度・圧力が評価項目（200℃・2Pd）にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで，長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。

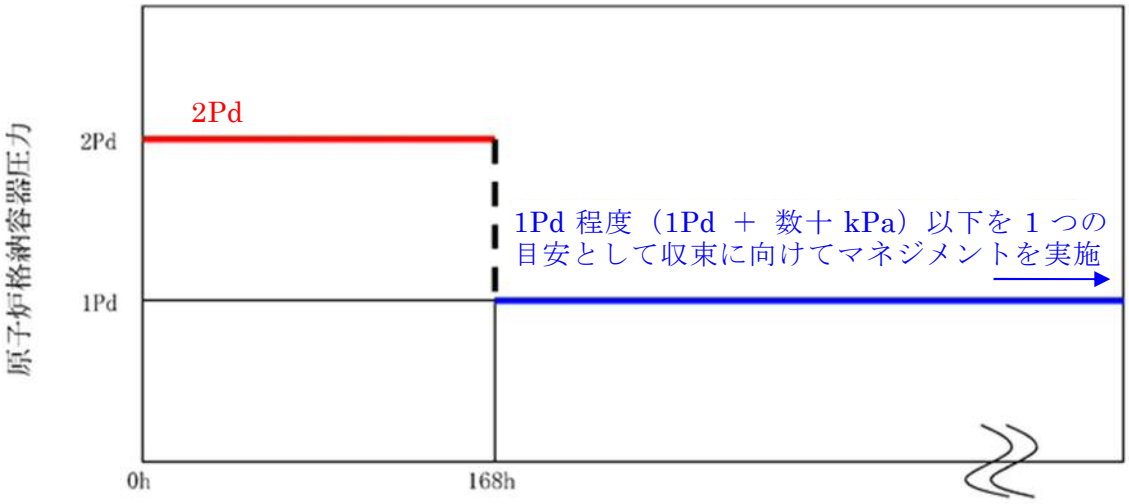
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については，格納容器圧力・温度は低下していること，及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生の寄与も大

きくないことから，最初の7日間（168時間）に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで，長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし，事故環境が継続することにより，熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ，長期的なプラントマネジメントの目安として，7日間（168時間）以降の領域においては，格納容器温度については第5図に示すとおり150℃を超えない範囲で，また，格納容器圧力については第6図に示すとおり1Pd程度（1Pd＋数十kPa※）以下でプラント状態を運用する。

※：酸素濃度をドライ換算で4.3vol％以下とする運用の範囲



第 5 図　格納容器温度の 168 時間以降の考え方



第 6 図　格納容器圧力の 168 時間以降の考え方

(6)　7 日間（168 時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良ＥＰＤM製シール材を用いて，168 時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第 4 表に示す。累積放射線照射量による影響は，試験結果より，有意な変化がないことから，7 日間以降のシール機能は，維持できる。

第 4 表　改良ＥＰＤM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168 時間＋150℃・168 時間

(7)　格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため，水素燃焼を防止する観点から，酸素濃度4.3vol％（ドライ条件）到達で格納容器ベントを実施することで，可燃性ガスを排出する手順としている。一方で，環境への影響を考慮すると，格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため，格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol％の到達時間を遅らせる目的から，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作（以下「窒素注入」という。）を実施することとしている。ここでは，有効性評価の事象進展を参照し，窒素注入及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

ａ．窒素注入の判断基準と作業時間について

窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。

(a)窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol％

(b)窒素注入の開始基準　　：酸素濃度 4.0vol％

「3.4 水素燃焼」において，水の放射線分解における水素及び酸素のＧ値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており，水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても，第 5 表のとおり，可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約 6 時間（約 360 分）確保できるため，起動準備時間の 180 分に対して十分余裕があることが確認できる。

第5表　設計基準事故のＧ値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間
3.5vol％	約15時間	約6時間
4.0vol％	約21時間	

ｂ．窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準，実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol％）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol％以上）に到達することなく，窒素注入及び格納容器ベントが実施可能である。

第6表　窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

操作	実施基準 ：計装の読み取り値	実施基準の設定根拠
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol％ （2.9vol％～ 4.1vol％）※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定
窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol％ （3.4vol％～ 4.6vol％）※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol％ （3.7vol％～ 4.9vol％）※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定

※括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の5つの機能に期待している。

- 原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を防止するための低圧代替注水機能
- 格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能
- 格納容器内での溶融炉心の冷却のためのペデスタル（ドライウェル部）注水機能
- 格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを抑制するための格納容器頂部注水機能
- 使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための代替使用済燃料プール注水機能

2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

(1) 単一の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは，各注水先の最大流量を包絡する注水量を確保できる設計としている。

常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成は，中央制御室からの遠隔操作により行い，現場操作は不要である。また，各注水先へ注水する際の操作の相違点は，開操作する弁の違いのみであり，各弁の操作も中央制御室からの遠隔操作が可能であることから，困難な操作はない。

このように，常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確保については

問題ないと考えられる。

(2)　複数の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは，複数個所への同時注水を想定したものとなっており，想定する同時注水の組合せで必要流量が確保できる設計としている。また，想定する同時注水の組合せで，重大事故等による影響の緩和が可能であることを有効性評価にて示している。

①原子炉注水と格納容器スプレイ

大破断ＬＯＣＡが発生し，非常用炉心冷却系からの注水に失敗した場合，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは，原子炉注水 230m^3／h，格納容器スプレイ 130m^3／h であるが，この条件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに，この流量が確保できる設計としている。なお，上記以外の同時注水については，原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため，上記注水流量を超えることはない。

②原子炉注水とペデスタル（ドライウェル部）注水

大破断ＬＯＣＡが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に成功した場合，原子炉水位Ｌ０到達後に格納容器冷却を停止し，原子炉注水とペデスタル（ドライウェル部）の水張りを実施する。この場合の最大流量の組合せは，原子炉注水として崩壊熱相当の流量，ペデスタル（ドライウェル部）の水張りとして 80m^3／h であるが，この条件で炉心の冷却及びペデスタル（ドライウェル部）の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに，この流量が確保できる

設計としている。

③格納容器スプレイとペデスタル（ドライウェル部）注水

原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器が破損する場合，格納容器スプレイとペデスタル（ドライウェル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは，格納容器スプレイ 300m^3／h，ペデスタル（ドライウェル部）注水 80m^3／h であるが，この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに，この流量を確保できる設計としている。

④その他注水先の組合せ

その他の組合せとして，格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは，間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため，①，②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため，対応が可能である。

また，複数の注水先に注水するための操作については，各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により，炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。

以上より，常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保についても問題ないと考えられる。

3．常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた手段に加え，アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。また，格納容器スプレイについては，代替循環冷却系

及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），ペデスタル（ドライウェル部）注水については格納容器下部注水系（可搬型），格納容器頂部注水については格納容器頂部注水系（可搬型），使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプ及び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）によって機能を補うことも可能である。このように，常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。

常設低圧代替注水系ポンプ，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を使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，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を使用した注水については，原子炉，原子炉格納容器，ペデスタル（ドライウェル部），原子炉格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第 1 表及び第 2 表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，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注水先の組み合わせケースを第 3 表から第 7 表に示す。

第1表　有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11
230m^3／h	130m^3／h	－	－	－
－	300m^3／h	80m^3／h	－	－
50m^3／h	130m^3／h	－	－	114m^3／h

第2表　有効性評価で考慮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使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11
50m^3／h	130m^3／h	－	－	－
50m^3／h	130m^3／h	－	－	16m^3／h

第3表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m^3／h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m^3／h	130m^3／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3／h	130m^3／h	－	－	114m^3／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階	50m^3／h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，ＬＯＣＡ時注水機能喪失

第4表　設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m^3／h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m^3／h	130m^3／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3／h	130m^3／h	－	－	114m^3／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階※	50m^3／h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表　全交流動力電源喪失（24時間継続）時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を使用する場合

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m³／h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	50m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m³／h	130m³／h	－	－	16m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（ＬＯＣＡ起因による炉心損傷事象）

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m³／h	130m³／h	－	－	－	・ＬＯＣＡが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに原子炉格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m³／h	130m³／h	－	－	114m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階※	50m³／h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

第 7 表　原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47 条／1.4	49 条／1.6	51 条／1.8	53 条／1.10	54 条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉圧力容器破損段階	－	300m^3／h	80m^3／h	－	－	・設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器の破損に至った場合に，原子炉格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	－	130m^3／h	80m^3／h	－	－	・ペデスタル（ドライウェル部）注水はペデスタル（ドライウェル部）の水位維持時の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	－	－	80m^3／h	－	114m^3／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について

東海第二発電所における，溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制を考慮したペデスタル（ドライウェル部）（以下「ペデスタル」という。）内の水位管理対策の内容を以下に示す。

1. ペデスタルの構造及び設備概要

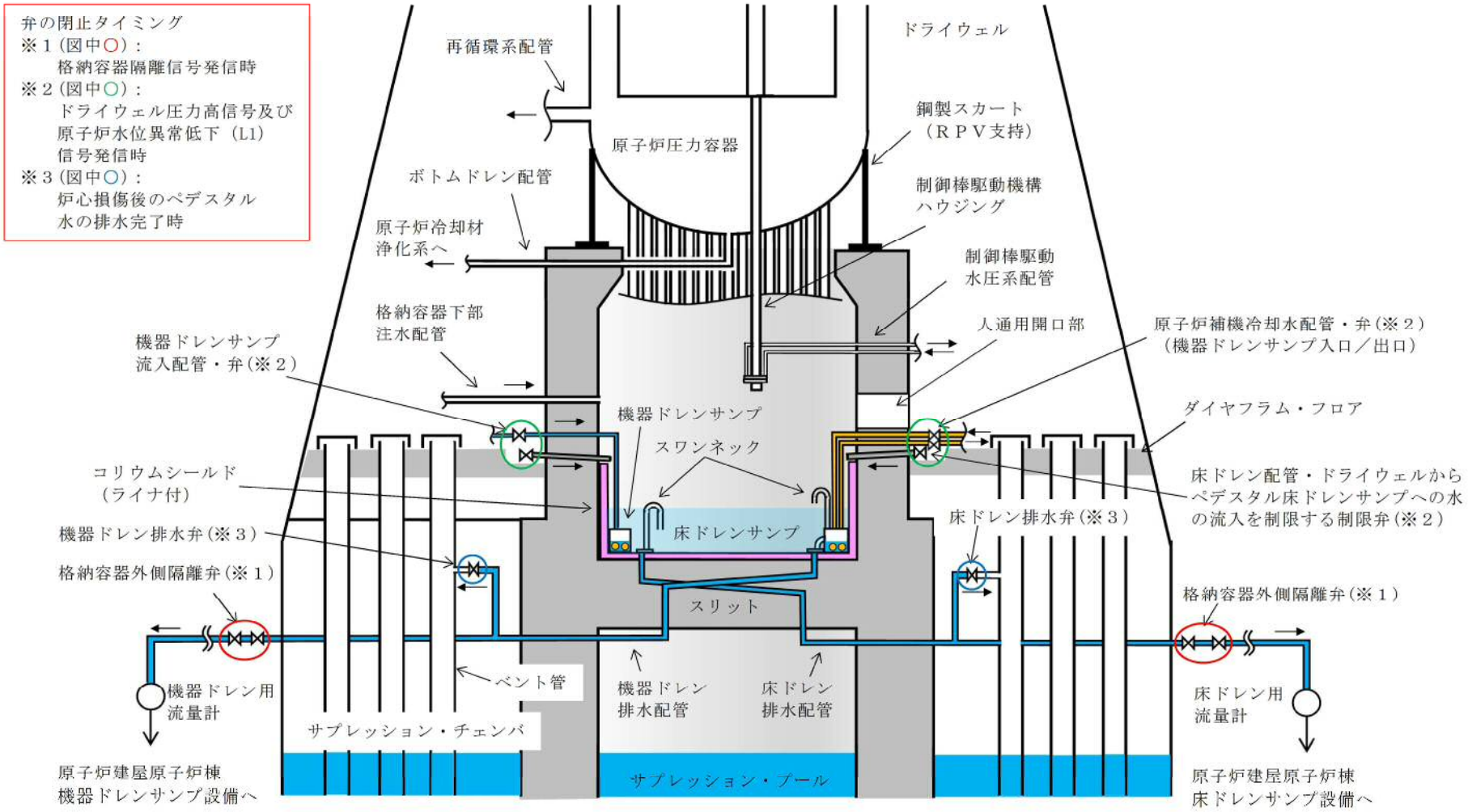
東海第二発電所のペデスタルの概要図を第1図(a)及び(b)に示す。

ペデスタル内の底面及び側面には，原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）が破損し溶融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した際のペデスタル構造健全性確保のため，ZrO_2製のコリウムシールドを設置する。また，コリウムシールド内は床ドレンサンプとして用いるために，コリウムシールド表面にＳＵＳ製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保するとともに，その内側に機器ドレンサンプを設置する。

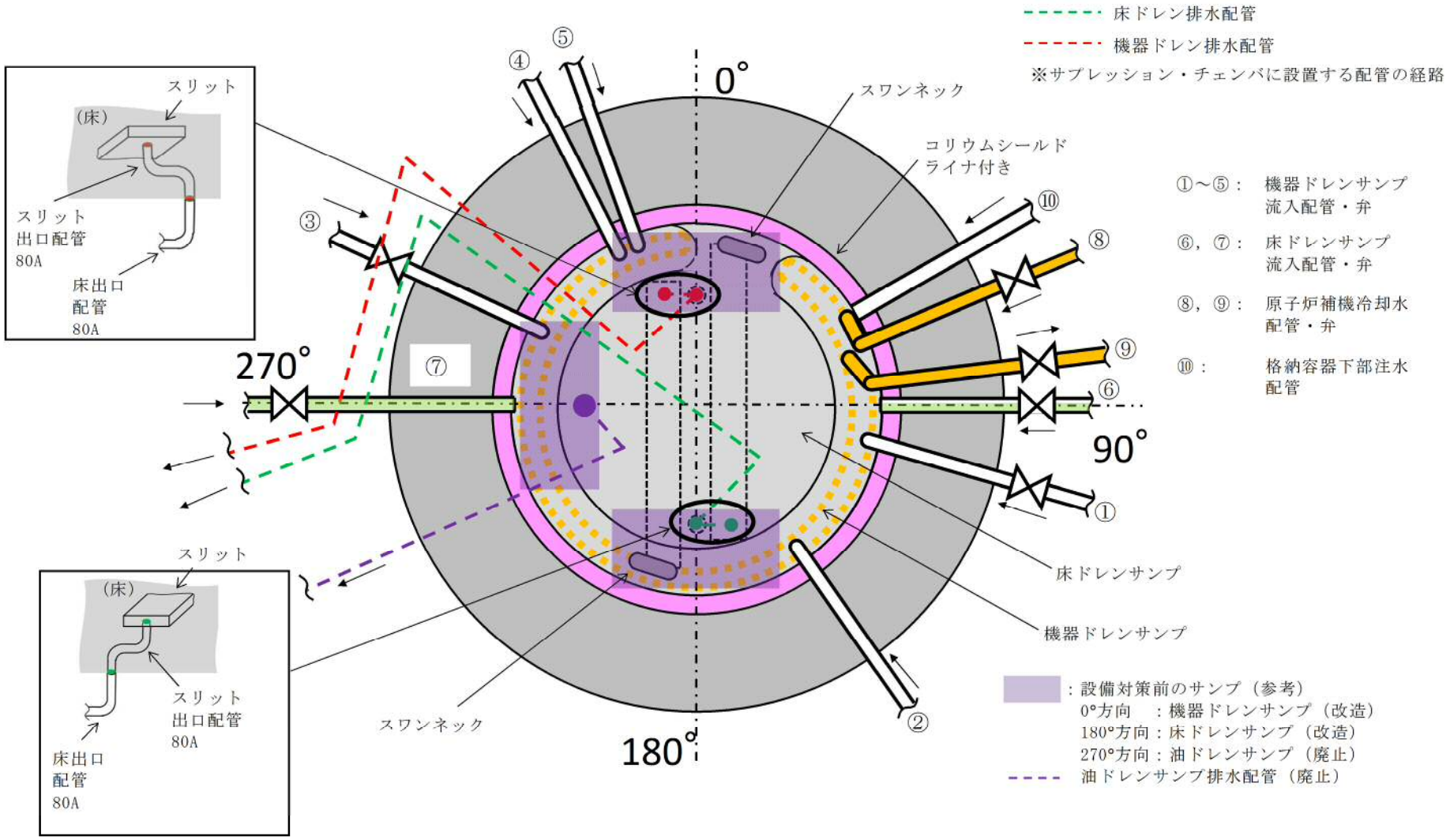
ドライウェルにて生じる床ドレン及び機器ドレン並びに機器ドレンサンプを冷却するための冷却水は，第1図(a)及び(b)のようにペデスタル側壁の貫通孔を通る配管により各ドレンサンプへ導かれる。これらの配管はコリウムシールドの側壁部より高い位置からペデスタル内へ接続し，コリウムシールド内に堆積したデブリが配管へ流入しない設計とする。

床ドレンサンプ内に流入した水は，1mに立ち上げたスワンネックから流出させ，スリット及び配管を通じて原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水する。また，排水配管を分岐させベント管へ接続することで，事故時においてペデスタルからサプレッション・チェンバへ排水する経路を設ける。

ペデスタルの側壁は鋼製スカートを介してＲＰＶを支持しており，ＲＰＶ下部プレナムの中心付近には原子炉冷却材浄化系のボトムドレン配管が接続されているとともに，ペデスタル内には制御棒駆動水圧系配管が敷設されている。



第１図(a)　ペデスタル概要図（断面図）



第 1 図(b)　ペデスタル概要図（平面図）

2.　水位管理方法

通常運転時及び事故時におけるペデスタル内水位の管理方法を以下に示す。

(1)　原子炉起動前及び通常運転時

原子炉起動前において，通常運転時のペデスタル床ドレンサンプの排水性を確保するため，消火系，補給水系又は純水系を使用して必要によりペデスタル内への事前水張りを行い，ペデスタル内水位を約 1m（約 27m^3）にし，通常運転時のペデスタルへの流入水の計測を可能とする。

通常運転時におけるペデスタル内へ流入する発生源が明らかな漏えい水として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等があり，これらが床ドレン水（ドライウェルエアークーラードレン含む。）として原子炉格納容器内の床ドレン配管からペデスタル内へ流入（2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日の通常運転時における実測値　多量時：約 6.8L／h，少量時：約 0.2L／h）する。なお，通常運転時に発生する原子炉格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約 3.7Bq／ml である。

ペデスタル内へ流入した床ドレン水は，ペデスタル内水位が約 1m の状態で流入し，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ため，その排水状況を格納容器床ドレン流量により確認することで，ペデスタル内水位が約 1m に維持されていることを確認できる。また，ペデスタル内水位が約 1m に維持されていることを格納容器下部水位にて確認することもできる。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において，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に排水される過程で，格納容器床ドレン流量により原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい水を検出することが可能である。

(2)　事故発生からＲＰＶ破損まで

ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下（レベル１）信号により，ペデスタル内へ流入する配管（床ドレン配管，機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管）に対してペデスタル外側に設置した制限弁を自動閉止し，ペデスタルへの流入水を制限する。

制限弁閉止前の流入水等により水位が 1m を超えた場合には，ベント管に接続された床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経由してサプレッション・チェンバへ排水され，ＲＰＶ破損までにペデスタル内水位は 1m まで低下する。

事故が発生し炉心が損傷した場合，格納容器下部注水配管から水位 1m を超過するまで注水を実施し，その後排水することにより，ＲＰＶ破損時に確実に水位 1m を確保する運用とする。これに要する時間は 30 分程度（注水開始操作に要する時間（17 分），水位 10cm 分の注水に要する時間（3 分），注水停止操作に要する時間（4 分）及び 5cm 分の排水に要する時間（5 分）に余裕を加味した時間）と想定され，炉心損傷後のペデスタル注水開始からＲＰＶ破損までの約 1.8 時間（事象進展の早い大破断ＬＯＣＡ時の例）の間に余裕をもって実施可能である。

なお，床ドレンサンプの水位をＲＰＶ破損までに 1m とする排水の過程において，水位が 1.2m 以上であるときには，床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経路とした排水に加えて，ベント管に接続された機器ドレンサンプ排水配管及び排水弁を経由してサンプレッション・チェンバに排水することが可能である。

ベント管に接続する床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁はＲＰＶ破損前に閉とし，ＲＰＶ破損後のペデスタル水のサプレッション・チェンバへの流出を防止する。

(3)　ＲＰＶ破損後

ＲＰＶ破損及びデブリ落下後，ペデスタル内にて 0.2m 以上のデブリ堆積を検知後に，80m^3／h でペデスタル満水相当まで水位を上昇させるとともに，その後は満水近傍にて水位を維持する（別添 1）。

また，上記(1)～(3)の水位管理を実現するための設備対策について別添 2 に示す。

別添 1

ペデスタル注水開始後の水蒸気爆発発生の可能性及び水蒸気爆発発生抑制の考え方について

1. はじめに

東海第二発電所では，水蒸気爆発（以下「ＳＥ」という。）によるペデスタル構造への影響抑制のため，ＲＰＶ破損時のペデスタル水位を 1m と設定し，ＳＥ影響評価を実施している。しかし，ＲＰＶの破損を判断した場合には，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル注水を実施する手順としており，注水開始後には 1m を超える水位がペデスタル内に形成されることとなり，ＳＥ影響評価の想定を上回る規模のＳＥが発生する可能性がある。

これに対して，ＲＰＶ破損及びペデスタル注水開始後のペデスタル内の状況を推定し，ＳＥの発生可能性及びこれを考慮した水位管理について検討した。以下に検討の内容を示す。

2. ＲＰＶ破損時のデブリ落下挙動

ＲＰＶが破損するような状況においては原子炉注水機能が喪失している可能性が高く，ＲＰＶ破損時にはデブリの大部分が下部プレナムに堆積することで，これらのデブリの重量及び熱的影響により制御棒駆動機構ハウジング等のＲＰＶ貫通部溶接箇所が破損し，デブリが落下し始めると考えられる。その後も，制御棒駆動機構ハウジングはペデスタル内において外部サポートにより支持されているため逸出が生じることは考えにくく，アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部プレナムに堆積したデブリが継続的にペデスタルへ落下するものと考えられる。

なお，有効性評価においては，溶融燃料－冷却材相互作用や溶融炉心・コ

ンクリート相互作用による格納容器への負荷を厳しく評価する観点から，ＲＰＶの破損形態として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定しており，ＲＰＶ破損口はアブレーションにより拡大しながら，ＲＰＶの内圧及びデブリの堆積ヘッドにより，約 300ton の溶融デブリが約 30 秒間でペデスタルへ全量落下する結果となっている。

3. ＲＰＶ破損後のペデスタル内の水の状態とＳＥ発生抑制の考え方

ペデスタル内の初期水量及びペデスタル注水量と，ＲＰＶから落下するデブリの保有熱の関係より，ペデスタル内の水が飽和温度に到達する条件を評価し，その結果よりＳＥの発生可能性について検討した。第 1 表及び第 2 表に，評価条件を示す。

まず，ＲＰＶ破損時にペデスタル内に存在する水量（水深 1m）は約 27m^3であり，この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は，約 11ton と評価される。これは，デブリ全体に対して 4%未満の落下量である。また，ペデスタルを満水（水深[　　]とする水量は約 81m^3であり，この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は，約 31ton と評価される。このデブリ量がペデスタル内に堆積した場合，その堆積高さは約 0.15m となる。よって，これに余裕を考慮し，0.2m までのデブリ堆積を検知後に満水までの注水を行うことで，ペデスタル内を満水とした場合でも水の飽和状態は維持される。

また，ＲＰＶ破損後のペデスタル注水は 80m^3／h にて実施するが，デブリからペデスタル水への伝熱速度の観点からは，熱流束を 800kW／m^2一定※，伝熱面積をデブリ拡がり面積である[　　]とすると，180m^3／h 以上の水を飽和温度まで昇温する熱移行率となる。

※ ＭＡＡＰコードを用いた有効性評価においてデブリから上面水への限界熱流束として小さめに設定している値。

以上より，ＲＰＶ破損後にはペデスタル内の水は速やかに飽和状態に至るとともに，0.2m までのデブリ堆積を検知後にペデスタル満水相当（水位 2.75m）までの注水を開始することにより，その後の注水過程でもペデスタル内の水は飽和状態に維持されるため，ＳＥの発生は抑制されると考えられる。

ペデスタル満水相当（水位 2.75m）まで注水を実施した後は，2.25m 及び 2.75m 高さの水位計を用いて，水位を 2.25m から 2.75m の範囲に維持するようペデスタル注水を実施することで，サブクール度を小さく保ちＳＥの発生を抑制しながら，デブリの冷却を継続する。

また，ＲＰＶ破損後にＲＰＶ内の残存デブリ冷却のための注水を実施した場合，注水の一部がＲＰＶの破損口からペデスタルへ落下しペデスタル内が常に満水状態となることが考えられるが，以下の理由によりＳＥの発生は抑制されると考えられる。

・ＲＰＶからペデスタルへの落下水はＲＰＶ内に残存するデブリにより加熱され，また，ペデスタル内の水はペデスタルに落下したデブリにより加熱されているため，ペデスタル内の水は飽和状態を維持する

・ＲＰＶからペデスタルへの流入水のサブクール度が大きい場合，ＲＰＶ内の残存デブリは冷却されており，ペデスタルへ落下する可能性は低い

ただし，ペデスタル注水手順は，先述のＲＰＶ破損口の拡大が生じない場合のような，デブリが少量ずつペデスタルへ落下してくる可能性を考慮しても，ＳＥの発生を抑制できるよう整備する（別紙参照）。

第1表　デブリの評価条件

項目	値	備考
デブリ密度（kg／m^3）	[redacted]	ＭＡＡＰ計算結果（ＲＰＶ破損時の値）を，デブリ保有熱が小さくなるように丸めた値
デブリ比熱（J／kgK）		
デブリ溶融潜熱（J／kg）		
デブリ初期温度（℃）		
デブリ冷却後温度（℃）	500	デブリ保有熱を小さめに評価する観点から，高めに設定

第2表　ペデスタル水の評価条件

項目	値	備考
ペデスタル水密度（kg／m^3）	1,000	概略値を使用
ペデスタル水比熱（J／kgK）	4,180	
ペデスタル水初期温度（℃）	35	外部水源温度
ペデスタル水飽和温度（℃）	135	ＲＰＶ破損時のドライウェル圧力の包絡値（0.3MPa）における飽和温度
ペデスタル水半径（m）	[redacted]	コリウムシールド厚さを15cmとした場合の，コリウムシールド内半径

別紙

デブリ少量落下時のＳＥ発生可能性を考慮したペデスタル注水管理について

原子炉注水機能が喪失しＲＰＶ破損に至るような状況においては，デブリが継続的に落下することによりペデスタル内の水は飽和状態となりＳＥの発生は抑制されると考えられることから，ＲＰＶ破損の検知後には，確実なデブリ冠水及び冷却のため，ペデスタル満水相当まで連続して注水を行うとともに，その後もデブリの冷却に必要な量の注水を継続することとしている。その手順は以下のとおりである。

(a)　ＲＰＶ破損前

ペデスタルへの事前注水及び排水配管からの排水により，水位は 1m に維持される。

(b)　ＲＰＶ破損後

ＲＰＶ破損を判断した場合には，ペデスタル満水相当の水位 2.75m まで注水を実施する。その後は，2.25m 及び 2.75m 高さの水位計を用いて，水位を 2.25m から 2.75m の範囲に維持するようペデスタル注水を実施し，サブクール度を小さく保ちＳＥの発生を抑制する。

一方，ＲＰＶ破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等に，少量のデブリがペデスタルに落下し残りの大部分がＲＰＶ内に残存する可能性や，デブリがごく少量ずつ継続して落下する可能性も考えられ，デブリ落下挙動には不確かさが存在する。したがって，このような場合において，ペデスタル注水により水深が深く，サブクール度の大きい水プールが形成され，その後ＲＰＶ内に残存したデブリが落下した際に万が一ＳＥが発生する可能性についても考慮し，上記(a)及び(b)の手順に加え，以下(c)の手順によりペデスタルへの注水を管理することとする。

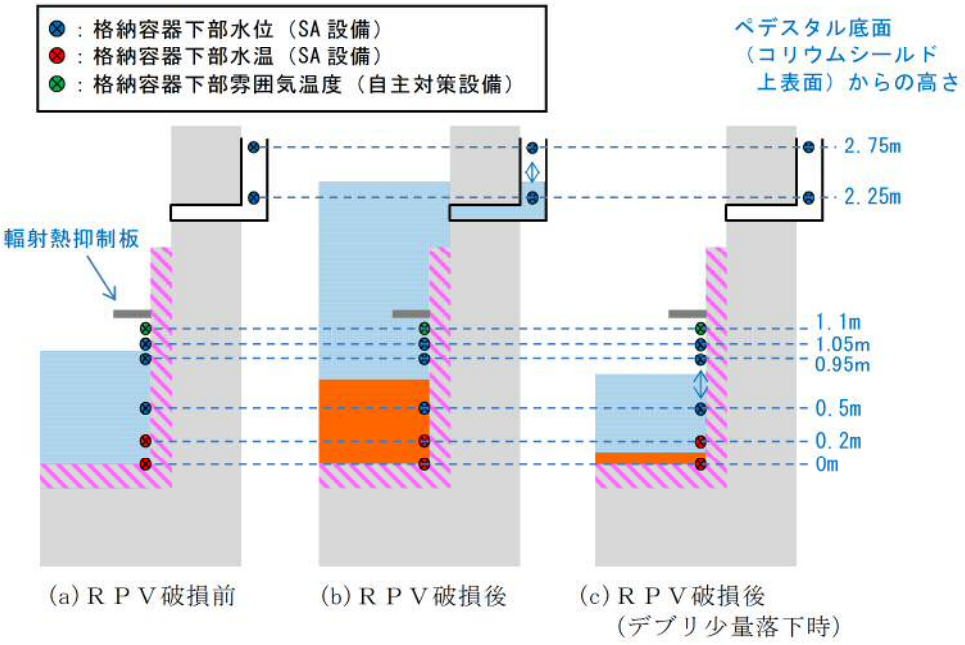
(c)　ＲＰＶ破損後（デブリの落下量が少量の場合）

ペデスタル満水（水深[redacted]，約 81ton）の水を飽和温度に到達させるデブリ量は約 31ton（全体の約 11%）であり，その堆積高さは約 0.15m となる。これより，ペデスタル底面から 0.2m 高さにデブリ検知器を設置し，ＲＰＶ破損判断後においても 0.2m 高さまでのデブリ堆積が検知されない場合には，0.5m 及び約 1m 高さの水位計を用いて，水位 0.5m 未満を検知した場合に水位約 1m までペデスタルへ注水する間欠注水を行うことにより，深い水プールの形成を防止しＳＥの発生を抑制する。

第 1 図に示す重大事故等対処設備の計装設備を用いた水位管理により，上記のとおりデブリの冠水状態は維持・監視可能であるが，水位を 0.5m から 1m の高さで維持している間にデブリの冠水状態が維持されていることが別のパラメータにより参考情報として得られるよう，1m より上部に格納容器下部雰囲気温度を設置し，格納容器下部雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当であることを確認する。万が一，デブリの冠水状態が維持されずに格納容器下部雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当を超えて上昇する場合には，ペデスタルへの注水を判断する。

なお，人通用開口部下端（ペデスタル底面から約 2.8m 高さ）付近に設置されているターンテーブル等の構造物にデブリが付着した際にも，輻射熱の影響により格納容器下部雰囲気温度の指示が上昇することが考えられる。この格納容器下部雰囲気温度の指示上昇を抑制し，ペデスタル床面に落下したデブリの冠水状態が維持されずに気相部に露出したデブリからの輻射熱による雰囲気温度の上昇のみを計測可能とするため，格納容器下部雰囲気温度は蒸気密度が高い水面付近（ペデスタル底面から約 1.1m）に設置するとともに，検出部の上部に輻射熱抑制板を設置する。

ただし，構造物へのデブリの付着量や形状によっては，輻射熱の影響により格納容器下部雰囲気温度が機能喪失する可能性も考えられることから，格納容器下部雰囲気温度及び輻射熱抑制板は自主対策設備として設置する。



第１図　ペデスタル水位管理の概念図

別添 2

ペデスタル排水設備対策について

1. はじめに

通常運転中，事故発生からＲＰＶ破損まで及びＲＰＶ破損後について，水位管理に必要な排水設備対策の方針を各々記載する。

(1) 通常運転時

①ペデスタル内床ドレンサンプ

・ドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水，漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水（以下「漏えい水」という。）が流入する設計とする。（第 1 図）

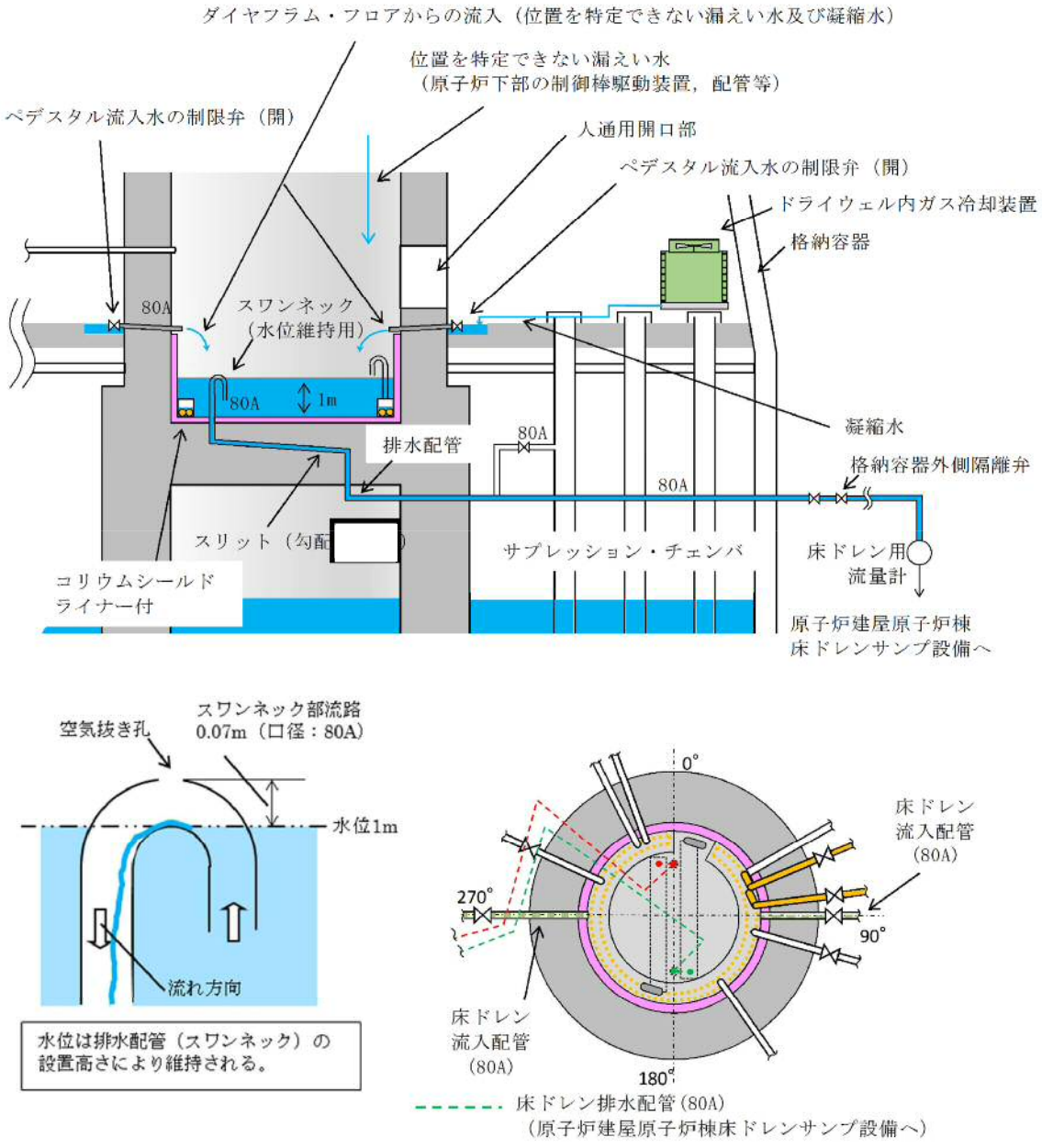
・サンプの水位は，サンプから排水する排水配管の入口（スワンネック）高さを床面から 1m に設定することで，常時 1m の水位を保つことが可能な設計とする。（第 1 図）

・サンプへの流入水は，高さ 1m に設置する排水配管の入口（スワンネック）から，排水配管内を通じてサプレッション・チェンバを経由し．格納容器外の原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ全量排水される設計とする。（第 1 図）

・漏えい水は，運転中に生じるドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水の流入によってサンプ水位は常時 1m に維持されているため，サンプに流入する全量が排水され，原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備に至る過程で，床ドレン用流量計により 0.23m^3／h を検出することが可能な設計とする。（第 1 図）

・排水配管水平部の勾配は，通常運転中の排水性を確保する観点及びＲＰＶ破損後にスリット内でデブリが凝固するための必要な距離（スリット

全長は[redacted]を短くする観点から，スリットの勾配を[redacted]に制限した設計とする。（第１図）　なお，ＲＰＶ破損までの排水性に対しては，スリットの勾配は影響しない。



第１図　ペデスタル床ドレンサンプの通常運転時流入水及び排水経路図

②ペデスタル内機器ドレンサンプ

・再循環系ポンプグランド部からの排水，機器からのリーク水及び機器点検時のドレン水が流入する設計とする。（第 2 図）

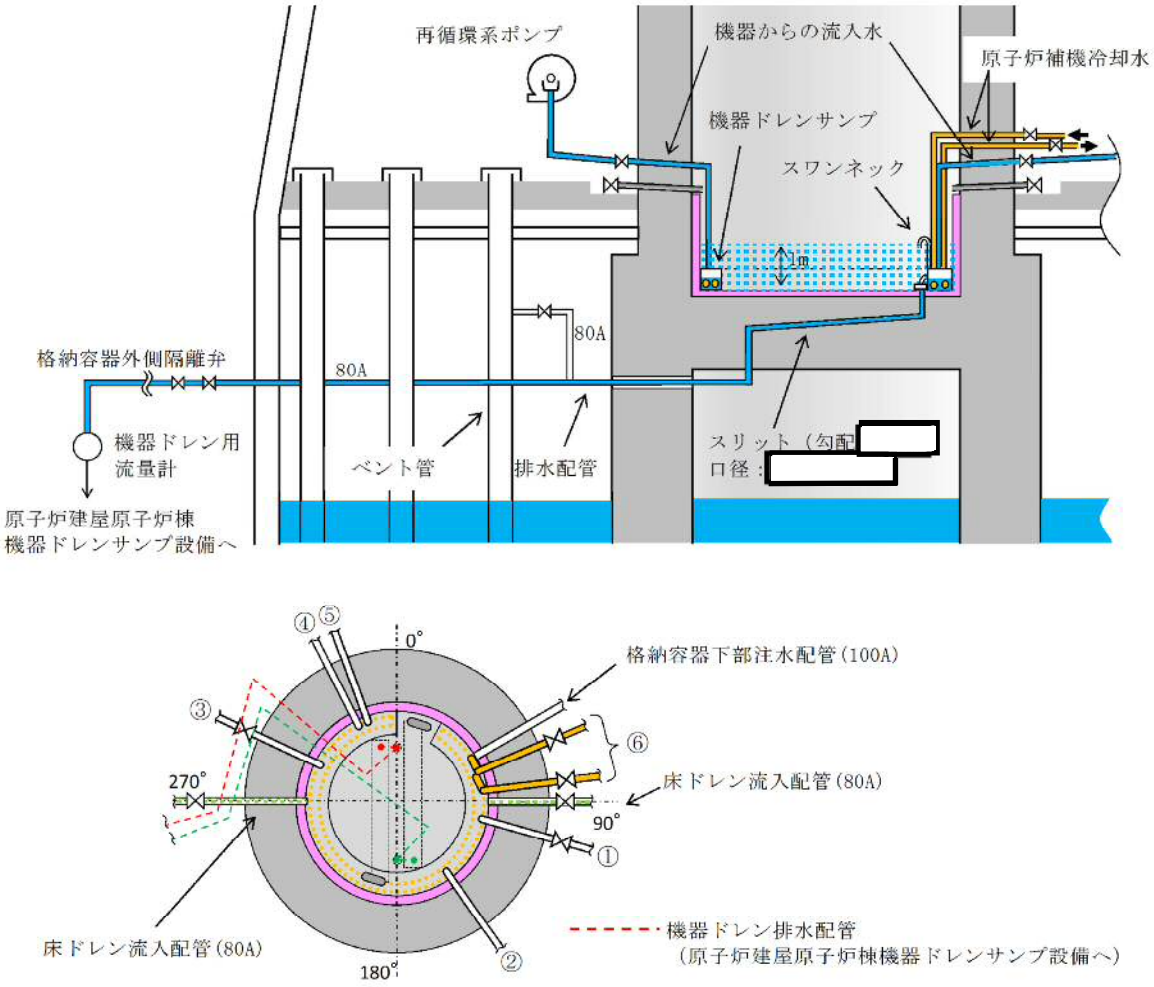
・ドレン水は，サンプ内で冷却（原子炉補機冷却水配管により）され，原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプへ全量排出される設計とする。（第 2 図）

・原子炉補機冷却水配管をサンプ内部に通し，高温のドレン水を冷却することができる設計とする。（第 2 図）

・サンプからの排水は，原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備に至る過程で，機器ドレン用流量計により排水量を計測し，5.70m^3／h の排水（漏えい量）を検出することが可能な設計とする。（第 2 図）

・排水配管水平部の勾配は，通常運転中の排水性を確保する観点及びＲＰＶ破損後にスリット内でデブリが凝固するため必要な距離（スリット全長は［　　］）を短くする観点から，スリットの勾配を［　　］に制限した設計とする。（第 2 図）

・サンプには複数のドレン水が流入するため，排水性確保の観点からベント管を設置する設計とする。



NO.	流入元	運転中の状態
①	再循環系ポンプ(A)グランド部排水，機器からのリーク水(*1)，機器点検時のドレン水(50A)(*2)	常時排水有
②	再循環系ポンプ(A)点検時のドレン(50A)(*2)	常時排水なし
③	再循環系ポンプ(B)グランド部排水，機器からのリーク水(*1)，機器点検時のドレン水(50A)(*2)	常時排水有
④	機器点検時のドレン水(80A)(*2)	常時排水なし
⑤	再循環系ポンプ(B)点検時のドレン(50A)(*2)	常時排水なし
⑥	原子炉補機冷却水配管(50A)	常時通水

*1　弁グランド部からのリーク水（運転中）

*2　通常閉の弁を開にし排水（定検時のみ）

第 2 図　ペデスタル機器ドレンサンプの運転中流入水及び排水概要図

(2)　事故発生からＲＰＶ破損前まで

①ＲＰＶ破損前までに達成すべき条件

・デブリ落下までの間，ペデスタル床ドレンサンプの水位を 1m に維持すること。

②条件を達成するための設備対策

a．ドライウェルからの流入水の遮断

・ペデスタル床ドレンサンプへの流入水を遮断するため，ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下（レベル１）信号により，ペデスタル流入水の制限弁（床ドレン）を閉にする設計とする。（第 3 図(a)(c)）

・制限弁を閉にすることにより，格納容器スプレイ水等のペデスタルへ流入する可能性のある水は，ベント管を介してサプレッション・チェンバへ排水される設計とする。（第 3 図(a)(c)(d)）

b．ペデスタルへの流入水の排出

・事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり，ペデスタル床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが，通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで，ベント管を介してサプレッション・チェンバへ自然排水される設計とする。（第 3 図(a)(c)(d)）

・事故時のペデスタル床ドレンサンプへの流入水により，ペデスタル床ドレンサンプの水位は上昇するが，ＲＰＶ破損までの間に，ペデスタル床ドレンサンプの水位が，1m まで排水可能な設計とする。（別紙）

・以下を考慮し，床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペデスタル床のコンクリート表面より［　　］下の位置に設置する設計とする。（第 3 図(a)）

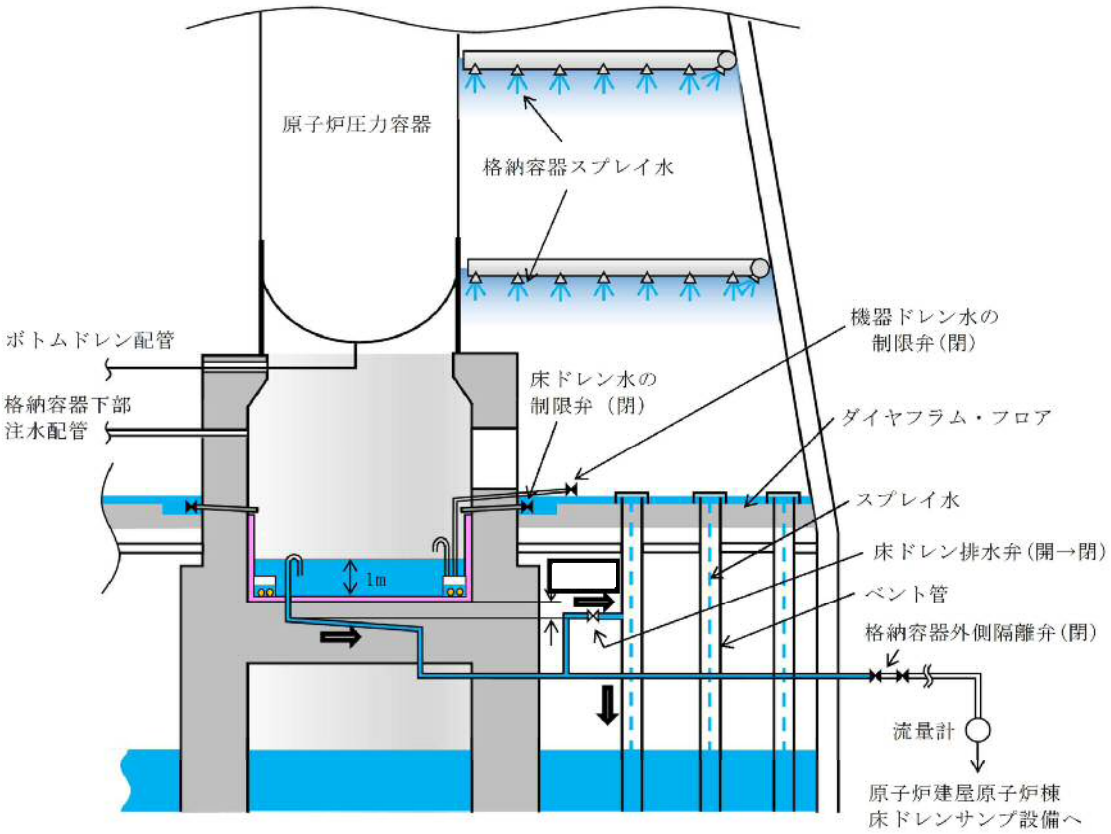
- 床ドレン排水配管のベント管への接続高さは，サンプへの流入水の排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが，スリット内部でのデブリ凝固の確実性向上の観点からは，スリット内に水を保有させるためスリットより高くする必要がある。このため，床ドレン排水配管のベント管への接続高さは，床ドレン排水配管の下端位置がスリット高さ方向の流路（10mm）の上端の位置になるように設置する設計とする。（第 3 図(a)）
- スリットの設置高さを低くする場合，スリット内でデブリが凝固した際に，床スラブ鉄筋コンクリートの温度上昇による強度低下が懸念される。そこで，コリウムシールドなしの条件において温度による強度低下を考慮しても床スラブの健全性が確保されるスリット高さ（ペデスタル床のコンクリート表面から［　　］下）にスリットを設置する。（第 3 図(a)）

・床ドレン排水配管を接続するベント管については，真空破壊弁作動時のベント管内のサプレッション・チェンバからドライウェルへの上昇流が排水に影響することがないよう，真空破壊弁が設置されていないベント管を対象とする設計とする。（第 3 図(d)）

・ベント管に接続する床ドレン排水弁は，ＲＰＶ破損前のペデスタル注水により水位が上昇し 1m を超える高さの水位計が水位を検出した後，ベント管を通じた排水により水位が低下し同水位計にて水位が検出されなくなった場合に，一定の時間遅れ（当該水位計高さから 1m 高さまでの排水に必要な時間を考慮）で自動閉止する設計とする。これにより，ＲＰＶ破損後のペデスタル水のサプレッション・チェンバへの流出を防止する。なお，地震によるスロッシング等により万一排水弁が意図せず閉止した場合には，運転員操作により早期に排水弁を開放

する手順とする。

・機器ドレン排水配管及び排水弁による排水経路から，ＲＰＶ破損後のペデスタル水がサプレッション・チェンバへ流出することを防ぐため，床ドレン排水弁と同時に自動閉止する設計とする。また，機器ドレン排水配管のベント管への接続高さ及び接続位置（真空破壊弁が設置されていないベント管に設置する）は，床ドレン排水配管と同じ設計とする。（第 3 図(d)(e)）

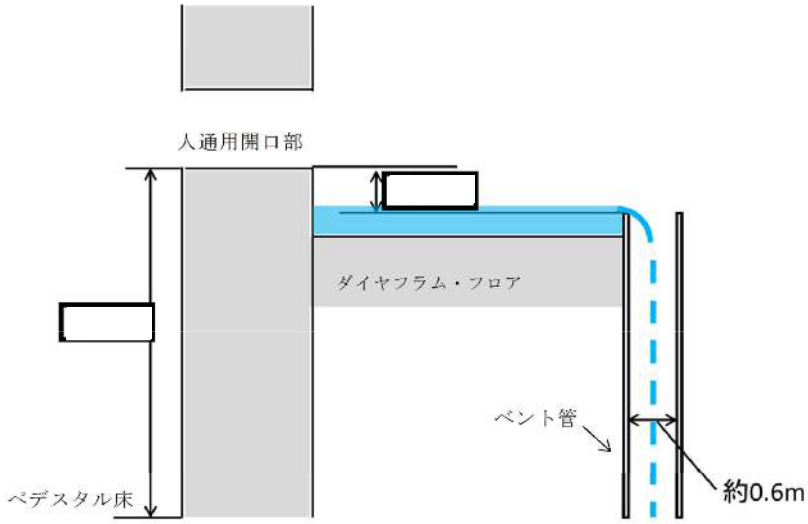


ペデスタルに流入した水はベント管（真空破壊弁が設置されていないもの）を介してサプレッション・チェンバへ排水される。ベント管は，格納容器スプレイ水等の流入も考えられるが，ベント管は個数が 108 本あり，約 0.6m の直径を有していることから，ベント管の単位面積当たりに流れる格納容器スプレイ水等の流量は僅かであり，ペデスタルへの流入水の排水性に影響はないと考えられる。

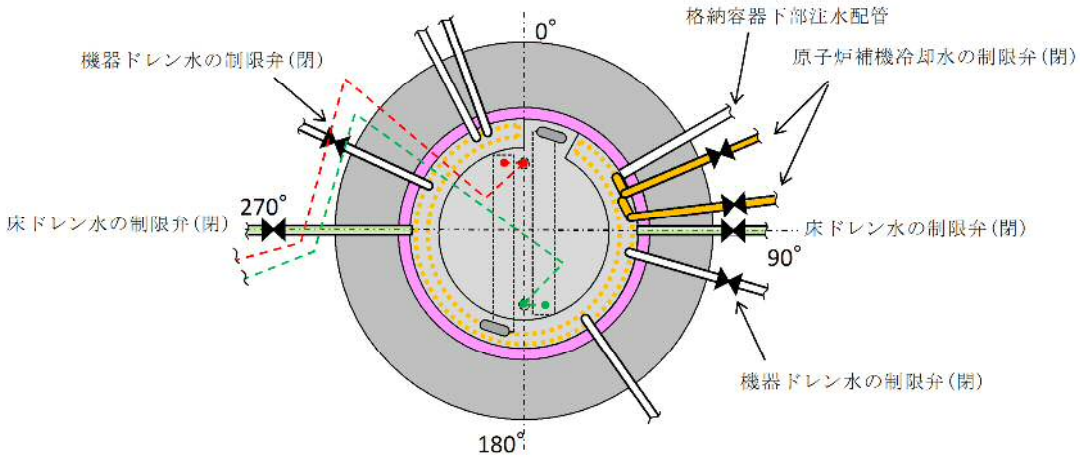
サプレッション・チェンバからの格納容器ベント用の配管下端は，ペデスタル床のコンクリート表面より［　　］下であり，排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置に設置されている。ただし，格納容器ベント中のサプレッション・プール水の最高水位は，ペデスタル床のコンクリート表面より約 0.62m 下であり，床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置となるため，格納容器ベント中でも床ドレン排水配管が水没することはない。

【参考】最も高い位置の真空破壊弁はペデスタル床のコンクリート表面より約 0.47m 下であり，床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置であるが，その他の真空破壊弁はペデスタル床のコンクリート表面より約 1.36m 下であり，床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置に設置されている。

第 3 図(a)　ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



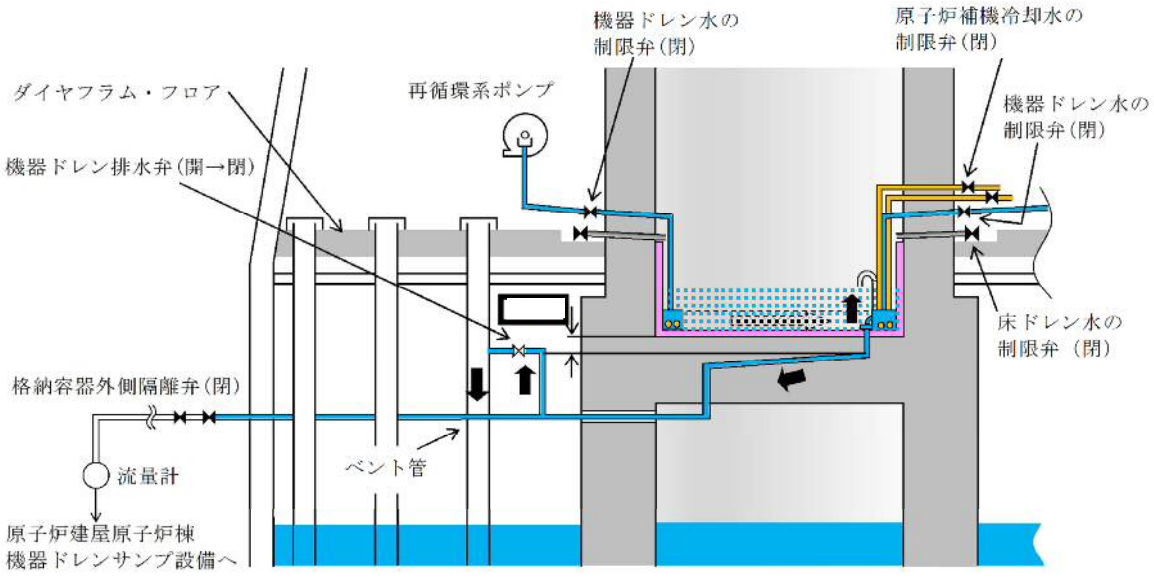
第 3 図(b)　ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第 3 図(c)　ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

機器ドレン排水配管(80A)
（原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備へ）
床ドレン排水配管(80A)
（原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ）
ベント管　ペデスタル床ドレンの排水経路となるもの（真空破壊弁なし 1か所）
ベント管　ペデスタル機器ドレンの排水経路となるもの（真空破壊弁なし 1か所）
ベント管　真空破壊弁付き（11か所）
ベント管　真空破壊弁なし（95か所）

第3図(d)　ペデスタル床ドレンサンプの水位1m維持対策概要



第3図(e)　ペデスタル床ドレンサンプの水位1m維持対策概要

(3)　ＲＰＶ破損後

①ＲＰＶ破損後に達成すべき条件

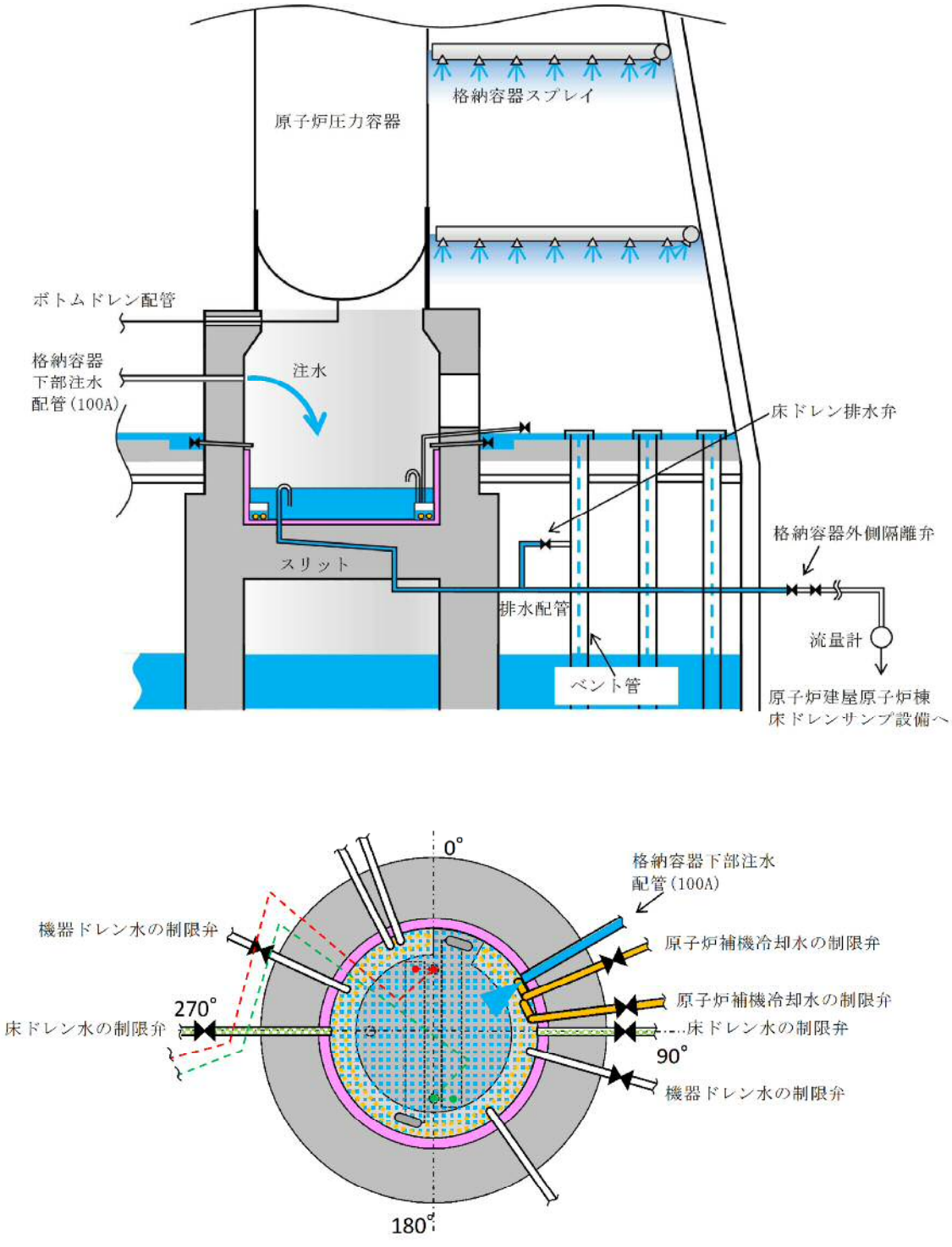
・ペデスタル床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために，注水できること。

・ペデスタル床ドレンサンプの水位を管理できること。

②条件を達成するための設備対策

・ＲＰＶ破損後，デブリが機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管を溶融することにより，当該配管からペデスタル内へ内包水が流入することを防止するため，ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下（レベル１）信号により，ペデスタル流入水の制限弁（機器ドレン及び原子炉補機冷却水）を閉にする設計とする。（第 4 図）

・ＲＰＶ破損後のデブリ落下後に，格納容器下部注水系から注水を行う設計とする。（第 4 図）



第4図　ペデスタル床ドレンサンプ注水概要図

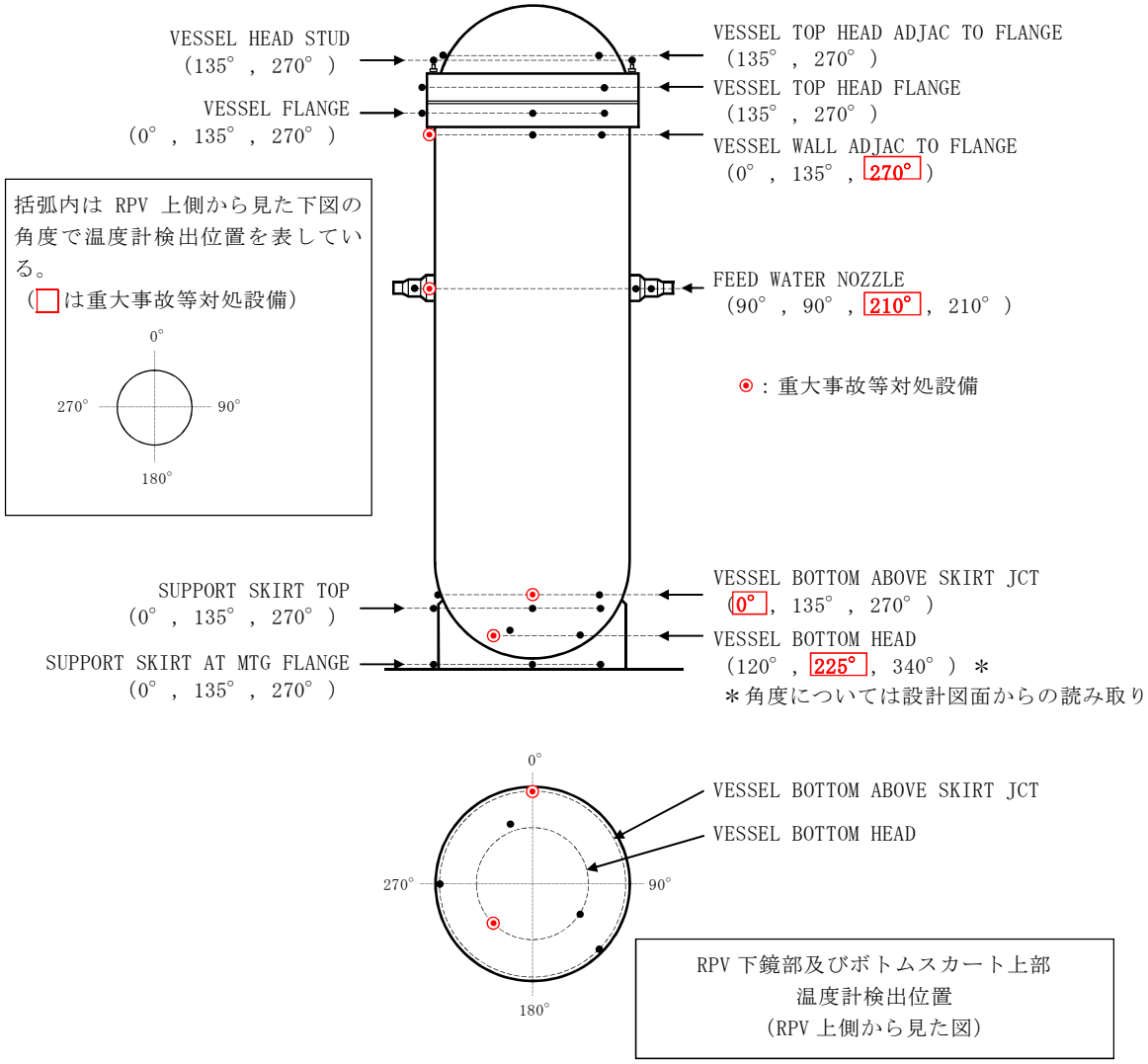
原子炉圧力容器の破損判断について

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合，溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）の炉心下部プレナムに落下（リロケーション）し，その後ＲＰＶが破損することとなるが，リロケーション後のＲＰＶ破損のタイミングには不確かさが存在する。ＲＰＶ破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心が落下することにより，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水の蒸発及び水蒸気発生に伴う格納容器圧力上昇が生じることから，格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）注水を実施するために，ＲＰＶ破損を速やかに判断する必要がある。

このため，ＲＰＶ破損前に，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって，ＲＰＶ破損の徴候を検知し，徴候を検知した以降のＲＰＶ破損に至るまでの間はＲＰＶ破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって，ＲＰＶ破損の速やかな判断が可能となるようにする。

第１表　過渡事象及びＬＯＣＡ事象時のＲＰＶ破損判断パラメータ設定の理由

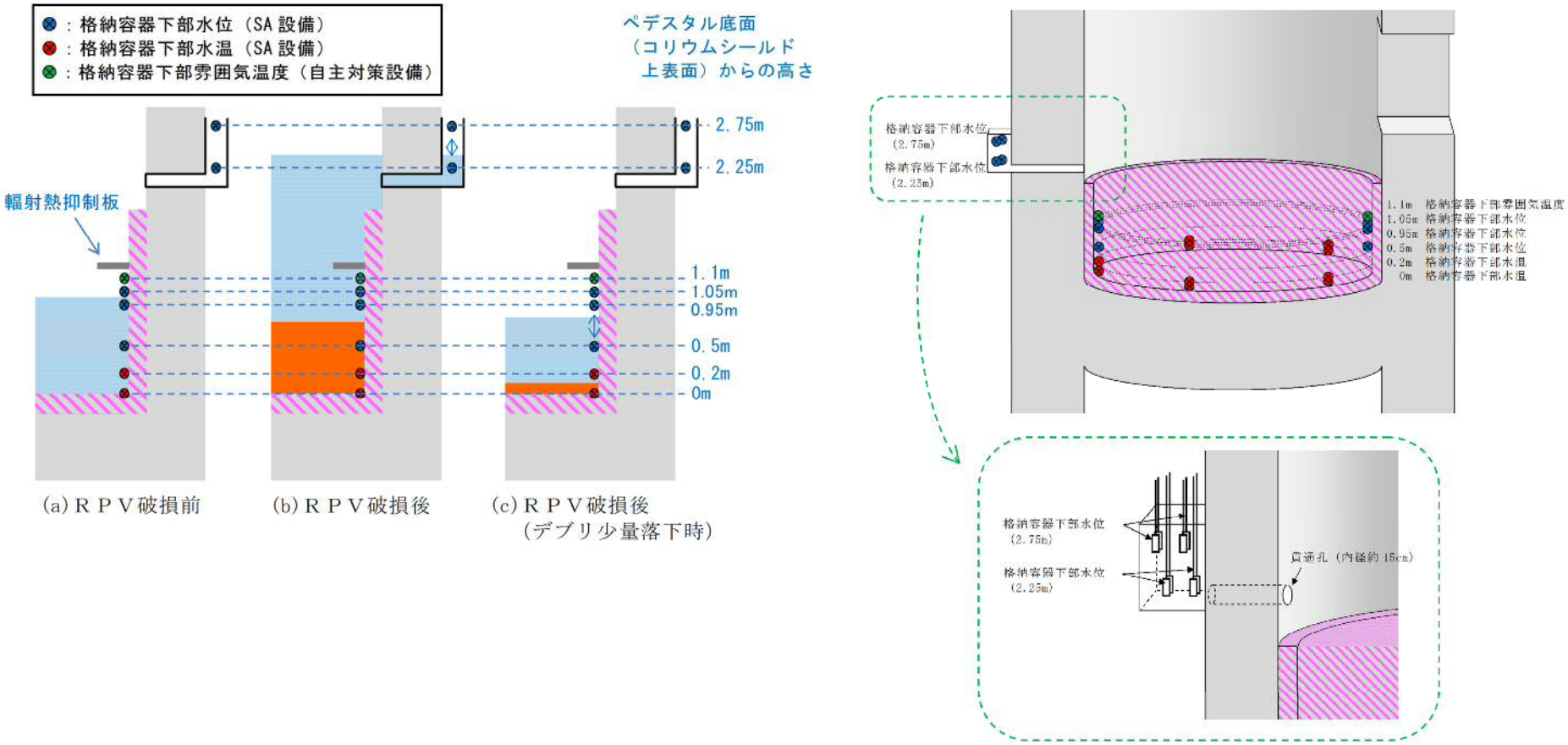
パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	ＲＰＶ下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
ＲＰＶ下鏡部温度 （第１図）	ＲＰＶ下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後におけるＲＰＶ下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，ＲＰＶ内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，ＲＰＶ内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
格納容器下部水温 （第２図）	・ＲＰＶ下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペデスタル（ドライウェル部）の水温が顕著に上昇するのはＲＰＶ破損時のみであり，ＲＰＶ破損の誤検知のおそれはない。 ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，ＲＰＶ破損の速やかな判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
・原子炉圧力 ・ドライウェル圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度，等	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない （・ＬＯＣＡ事象のリロケーション時等，ＲＰＶ破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。）



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮してＲＰＶ上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々1 箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後，溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し，炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれはＲＰＶ破損に至る。このようにＲＰＶ破損前には，下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると，ＲＰＶ破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，ＲＰＶ破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図　ＲＰＶ温度計検出位置



第２図　ペデスタル内の計器設置図

原子炉起動前及び通常運転時における
ペデスタル（ドライウェル部）内の水位について

原子炉起動前及び通常運転時におけるペデスタル（ドライウェル部）（以下「ペデスタル」という。）内の水位について以下に示す。

1. 原子炉起動前におけるペデスタル内への事前水張り

原子炉起動前において，通常運転時のペデスタル床ドレンサンプの排水性を確保するため，消火系，補給水系又は純水系を使用して必要によりペデスタル内への事前水張りを行い，ペデスタル内水位を約 1m（約 27m^3）にし，通常運転時のペデスタルへの流入水の計測を可能とする。

2. 通常運転時におけるペデスタル内の水位維持

通常運転時におけるペデスタル内へ流入する発生源が明らかな漏えい水として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等があり，これらが床ドレン水（ドライウェルエアークーラードレン含む。）として原子炉格納容器内の床ドレン配管からペデスタル内へ流入（2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日の通常運転時における実測値　多量時：約 6.8L／h，少量時：約 0.2L／h）する。なお，通常運転時に発生する原子炉格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約 3.7Bq／ml である。

ペデスタル内へ流入した床ドレン水は，ペデスタル内水位が約1mの状態で流入し，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ため，その排水状況を格納容器床ドレン流量により確認することで，ペデスタル内水位が約1mに維持されていることを確認できる。また，ペデスタ

ル内水位が約1mに維持されていることを格納容器下部水位にて確認することもできる。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において，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に排水される過程で，格納容器床ドレン流量により原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい水を検出することが可能である。

解釈一覧

判断基準の解釈一覧（1／2）

手順			判断基準記載内容	解釈
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	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
			原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達	原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が原子炉圧力容器破損の判断基準である300℃到達
		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）	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
			原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達	原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が原子炉圧力容器破損の判断基準である300℃到達
		c．消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
			原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達	原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が原子炉圧力容器破損の判断基準である300℃到達
		d．補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
			原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達	原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が原子炉圧力容器破損の判断基準である300℃到達

判断基準の解釈一覧（2／2）

手順			判断基準記載内容	解釈
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	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		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）	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		c．代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		d．消火系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		e．補給水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		f．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
			原子炉圧力指示値が0.69MPa[gage]以上	原子炉圧力指示値が0.69MPa[gage]以上
		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	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上

操作手順の解釈一覧（1／4）

手順			操作手順記載内容	解釈
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	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	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
			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）	添付資料1.8.6「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」に整理する。
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m^3／hに調整	
			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	格納容器下部水位（高さ1m超検知用）がペデスタル（ドライウェル部）水位確保完了の判断基準である1m（約27m^3）を超える水位を検知
			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	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
			ペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持	ペデスタル（ドライウェル部）の水位を格納容器下部水位（高さ0.5m，1.0m未満検知用）にて0.5m～1.0mに維持
			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	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
			ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持	ペデスタル（ドライウェル部）の水位を格納容器下部水位（満水管理用）にて2.25m～2.75mに維持
		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）	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇	添付資料1.8.6「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」に整理する。
			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	格納容器下部水位（高さ1m超検知用）がペデスタル（ドライウェル部）水位確保完了の判断基準である1mを超える水位を検知
			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	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
			ペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持	ペデスタル（ドライウェル部）の水位を格納容器下部水位（高さ0.5m，1.0m未満検知用）にて0.5m～1.0mに維持
			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	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
			ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持	ペデスタル（ドライウェル部）の水位を格納容器下部水位（満水管理用）にて2.25m～2.75mに維持

操作手順の解釈一覧（2／4）

手順			操作手順記載内容	解釈
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	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上
			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）	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値が約80m^3／hまで上昇
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m^3／hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を約80m^3／hに調整
			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	格納容器下部水位（高さ1m超検知用）がペデスタル（ドライウェル部）水位確保完了の判断基準である1mを超える水位を検知
			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	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
			ペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持	ペデスタル（ドライウェル部）の水位を格納容器下部水位（高さ0.5m，1.0m未満検知用）にて0.5m～1.0mに維持
			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	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
			ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持	ペデスタル（ドライウェル部）の水位を格納容器下部水位（満水管理用）にて2.25m～2.75mに維持

操作手順の解釈一覧（3／4）

手順			操作手順記載内容	解釈
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	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.84MPa［gage］以上	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.84MPa［gage］以上
			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）	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値が約80m^3／hまで上昇
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m^3／hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を約80m^3／hに調整
			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	格納容器下部水位（高さ1m超検知用）がペデスタル（ドライウェル部）水位確保完了の判断基準である1mを超える水位を検知
			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	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
			ペデスタル（ドライウェル部）の水位を0.5m～1.0mに維持	ペデスタル（ドライウェル部）の水位を格納容器下部水位（高さ0.5m，1.0m未満検知用）にて0.5m～1.0mに維持
			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	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
			ペデスタル（ドライウェル部）の水位を2.25m～2.75mに維持	ペデスタル（ドライウェル部）の水位を格納容器下部水位（満水管理用）にて2.25m～2.75mに維持

操作手順の解釈一覧（4／4）

手順			操作手順記載内容	解釈
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	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	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
			原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下
			低圧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	添付資料1.8.6「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」に整理する。
		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）	原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下
			低圧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	添付資料1.8.6「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」に整理する。
		c．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吐出圧力指示値が約1.2MPa［gage］以上	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa［gage］以上
			原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下
			代替循環冷却系原子炉注水流量指示値の上昇	代替循環冷却系原子炉注水流量指示値が約250m^3／hまで上昇
		d．消火系による原子炉圧力容器への注水	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上
			原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下
			残留熱除去系系統流量指示値の上昇	残留熱除去系系統流量指示値が約75m^3／hまで上昇
		e．補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.84MPa［gage］以上	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.84MPa［gage］以上
			原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下
			残留熱除去系系統流量指示値の上昇	残留熱除去系系統流量指示値が約75m^3／hまで上昇

弁番号及び弁名称一覧（1／2）

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
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隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）
格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁	（格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）
制限弁	（制限弁）※1	－	中央制御室
排水弁	（排水弁）※1	－	中央制御室
常設低圧代替注水系系統分離弁	（常設低圧代替注水系系統分離弁）※1	－	中央制御室 常設低圧代替注水系格納槽内（非管理区域）
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水弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
	（格納容器下部注水系ペデスタル注水弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁	（格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
	（格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
原子炉建屋西側接続口の弁	（原子炉建屋西側接続口の弁）※1	－	屋外
原子炉建屋東側接続口の弁	（原子炉建屋東側接続口の弁）※1	－	屋外
高所西側接続口の弁	（高所西側接続口の弁）※1	－	屋外
高所東側接続口の弁	（高所東側接続口の弁）※1	－	屋外
補助ボイラ冷却水元弁	H／B冷却水元弁	7-20V204	タービン建屋1階西側（管理区域）
補給水系－消火系連絡ライン止め弁	MUW-FP連絡ライン止弁（MUW側）	7-18V900	原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階西側（管理区域）
	MUW-FP連絡ライン止弁（FP側）	7-20V600	原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階西側（管理区域）
残留熱除去系Ｃ系注入弁	RHR（C）注入弁	E12-F042C（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階MSIV保修室（管理区域）
原子炉注水弁	（原子炉注水弁（残留熱除去系C系ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
	（原子炉注水弁（低圧炉心スプレイ系ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
原子炉圧力容器注水流量調整弁	（原子炉圧力容器注水流量調整弁（残留熱除去系C系ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
	（原子炉圧力容器注水流量調整弁（低圧炉心スプレイ系ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
低圧炉心スプレイ系注入弁	LPCS注入弁	E21-F005（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階東側（管理区域）
残留熱除去系Ａ系ミニフロー弁	RHRポンプ（A）ミニフロー弁	E12-F064A（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下1階北側（管理区域）
残留熱除去系熱交換器（Ａ）出口弁	HxA出口弁	E12-F003A（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階RHR（A）熱交換器室（管理区域）
残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁	Hx“A”バイパス弁	E12-F048A（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下1階RHR（A）熱交換器室（管理区域）
残留熱除去系Ａ系注入弁	RHR（A）注入弁	E12-F042A（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階南側（管理区域）

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

弁番号及び弁名称一覧（2／2）

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
残留熱除去系Ａ系注水配管分離弁	（残留熱除去系Ａ系注水配管分離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟2階（管理区域）
代替循環冷却系ポンプ（Ａ）入口弁	（代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階（管理区域）
代替循環冷却系Ａ系テスト弁	（代替循環冷却系A系テスト弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階（管理区域）
代替循環冷却系Ａ系注入弁	（代替循環冷却系A系注入弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階（管理区域）
残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁	RHR（B）FPライン弁	E12-F093（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下1階RHR（B）熱交換器室（管理区域）
	RHR（B）FPライン弁	E12-F094（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下1階RHR（B）熱交換器室（管理区域）
残留熱除去系Ｂ系注入弁	RHR（B）注入弁	E12-F042B（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階MSIV保修室（管理区域）
ほう酸水貯蔵タンク出口弁	SLCタンク出口弁	C41-F001A/B（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階西側（管理区域）
ほう酸水注入系爆破弁	SLC爆破弁A/B	C41-F004A/B	中央制御室

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

添付資料 1.8.11

手順のリンク先について

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ついて，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 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

・逃がし安全弁により減圧を実施する手順

＜リンク先＞　1.3.2.1(1)ａ．手動操作による減圧

1.3.2.2(1)ａ．可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

1.3.2.2(1)ｂ．逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

2. 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

＜リンク先＞　1.3.2.1(1)ａ．手動操作による減圧

1.3.2.2(1)ａ．可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

1.3.2.2(1)ｂ．逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

・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

＜リンク先＞　1.5.2.2(1)ａ．緊急用海水系による冷却水確保

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

1.5.2.3(1)　残留熱除去系海水系による冷却水確保

・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

＜リンク先＞　1.13.2.1(5) 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）

1.13.2.1(6) 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）

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）

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）

・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

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.3(1) a．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) a．常設代替直流電源設備による代替所内電気

設備への給電

1.14.2.3(2)ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.6(1)ａ．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.6(1)ｂ．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失時

1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失

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

添付資料1.9.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.9.2　自主対策設備仕様

添付資料1.9.3　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.9.4　重大事故対策の成立性

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

(1)　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

添付資料1.9.5　炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

添付資料1.9.6　解釈一覧

添付資料1.9.7　手順のリンク先について

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。

（添付資料1.9.1）

以上の重大事故等対処設備により，水素爆発による原子炉格納容器

の破損を防止することができる。

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

・可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素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。

（添付資料1.9.2）

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。

（添付資料1.9.3）

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。

⑪[b]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，⑪[a]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，⑪[b]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。

⑳[a]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。

（添付資料1.9.4）

(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－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。

（添付資料1.9.5）

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）

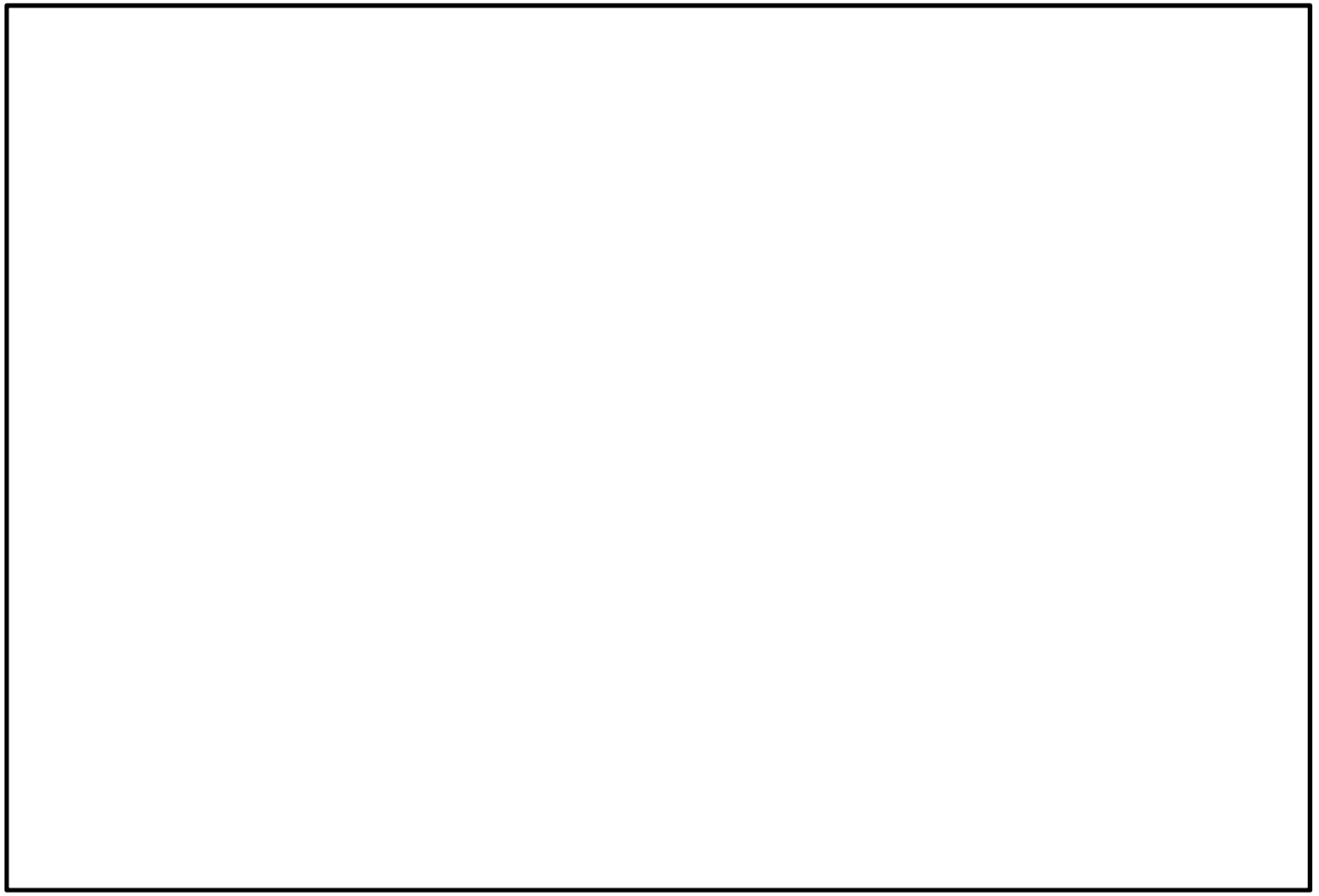
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 ａ．格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（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

監視計器一覧（5／5）

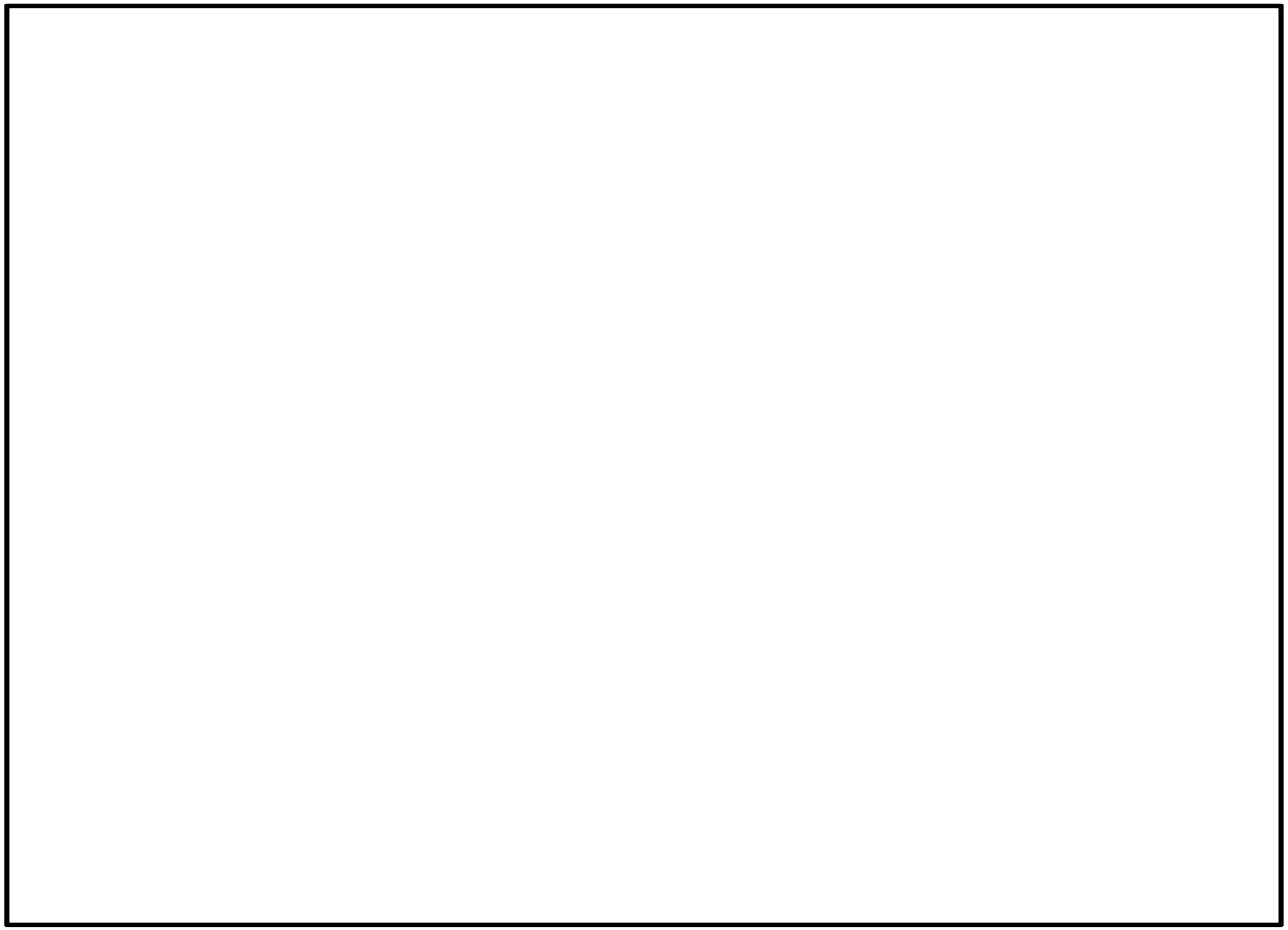
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.9.2.1　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 ｂ．格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「ＰＣＶ水素濃度制御」 等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		最終ヒートシンクの確保	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

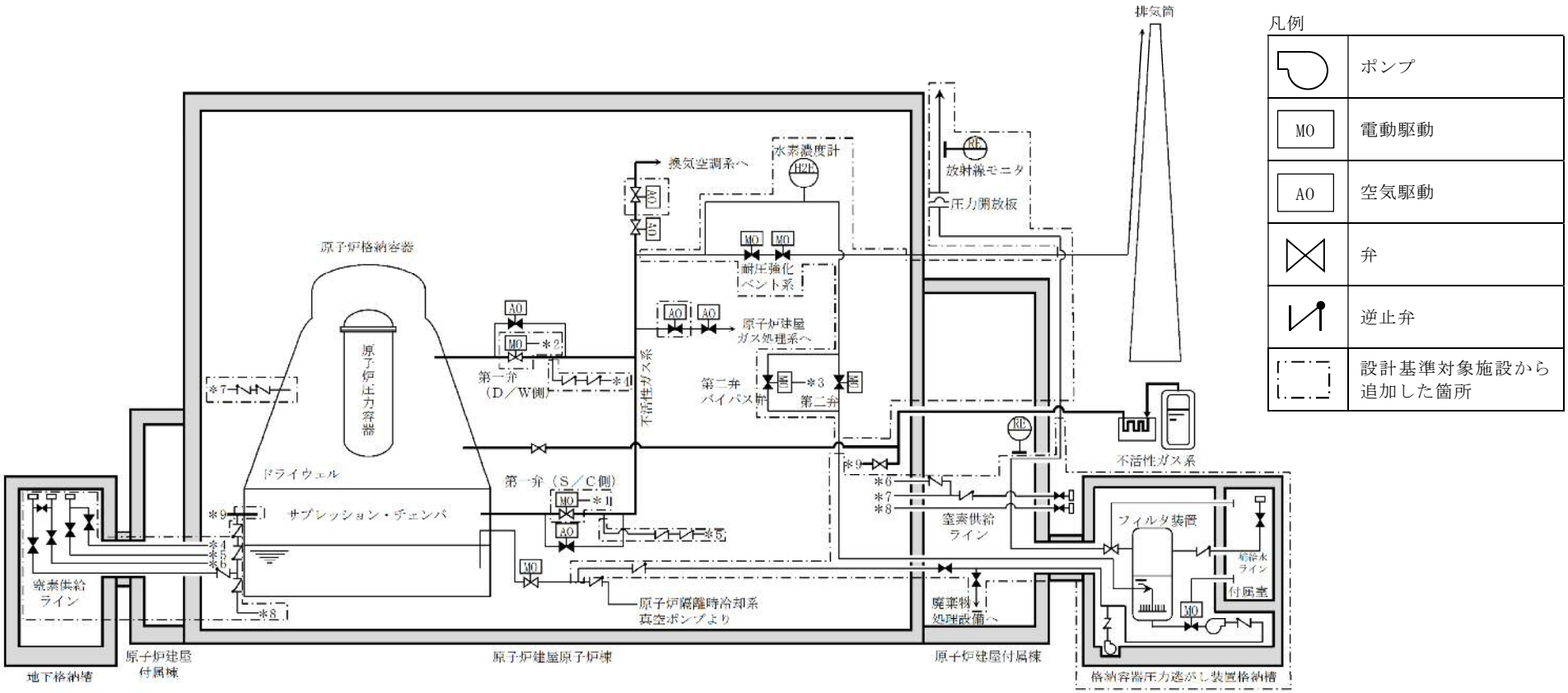
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	不活性ガス系　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｄ系
	格納容器圧力逃がし装置　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｄ系
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	フィルタ装置入口水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設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



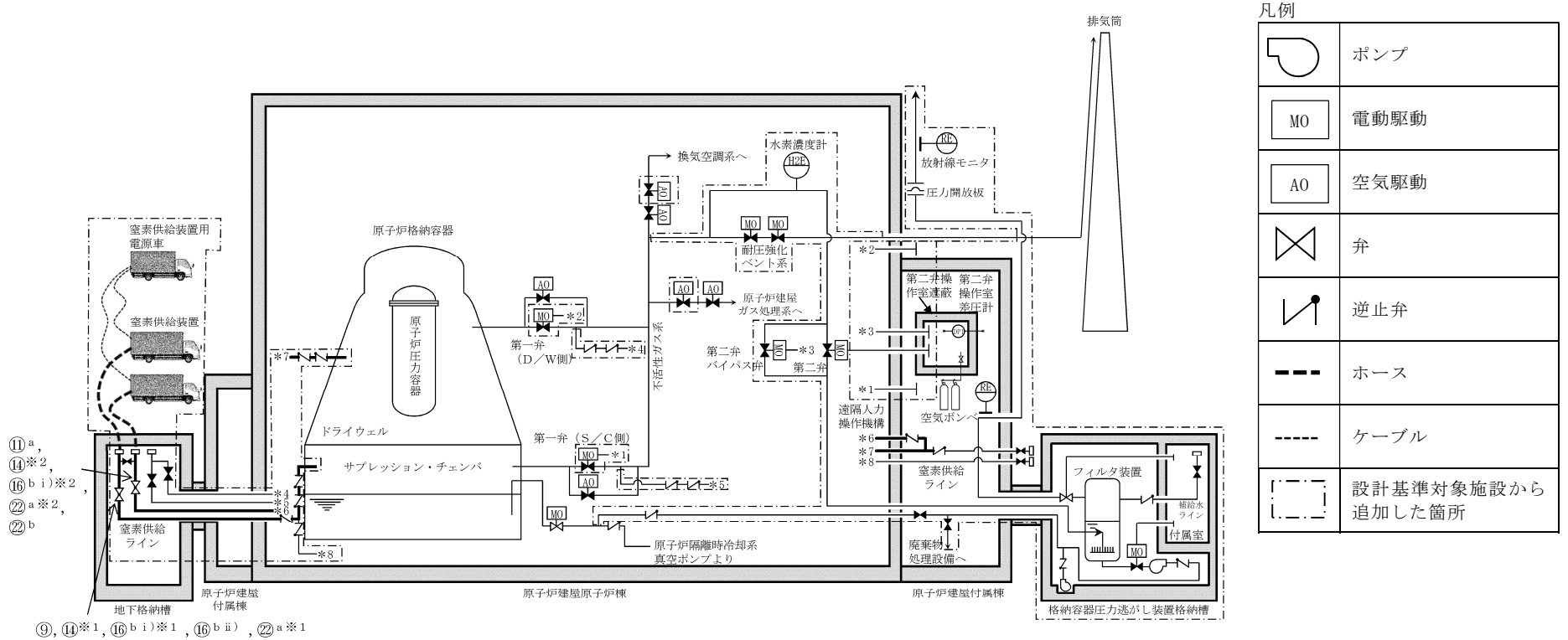
第 1.9－1 図　非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－1」における対応フロー



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



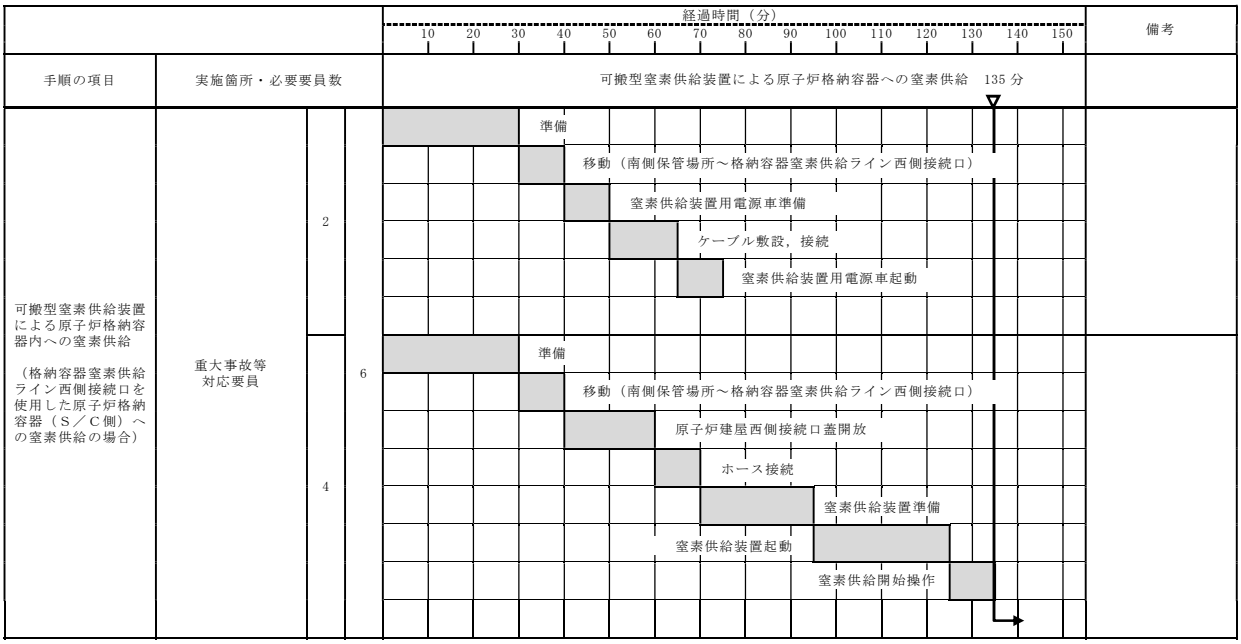
第 1.9－3 図　発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化　概要図

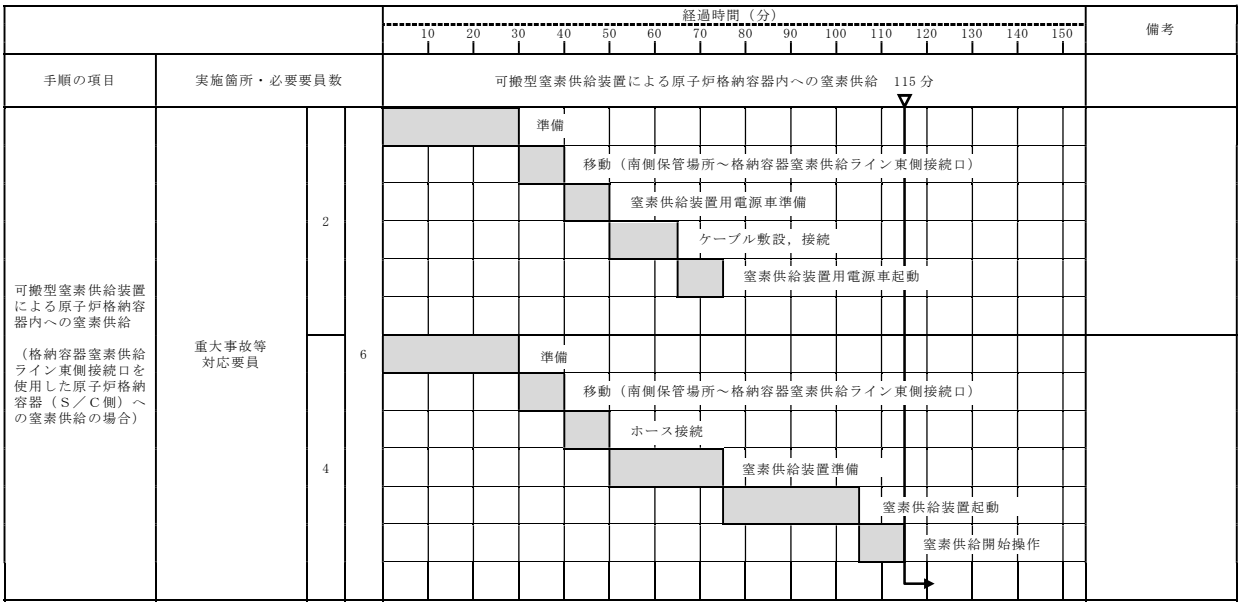


操作手順	弁名称
⑨，⑭※１，⑯ｂｉ)※１，⑯ｂⅱ)，㉒ａ※１	窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側）
⑪ａ，⑭※２，⑯ｂｉ)※２，㉒ａ※２，㉒ｂ	窒素ガス補給弁（Ｄ／Ｗ側）

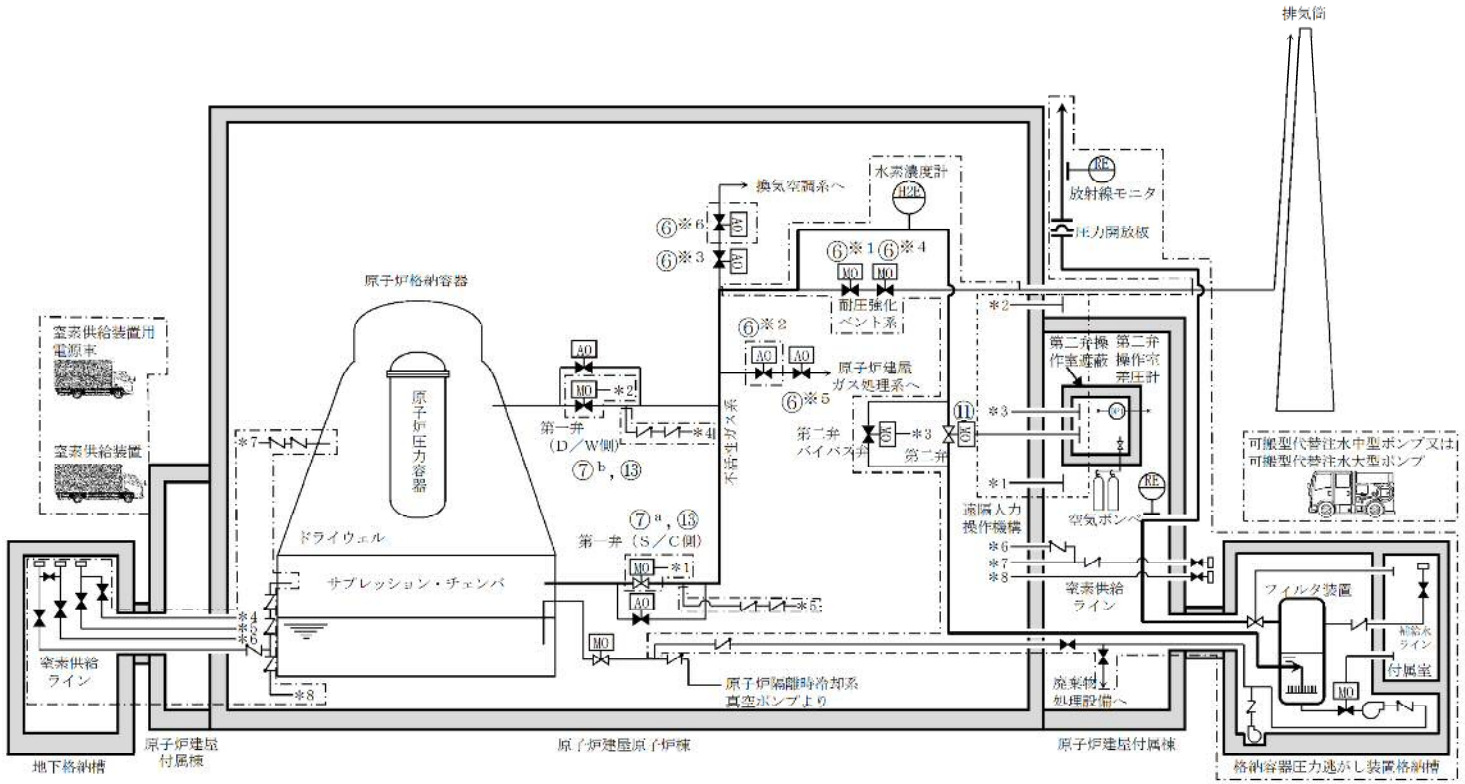
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○ａ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※１～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

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





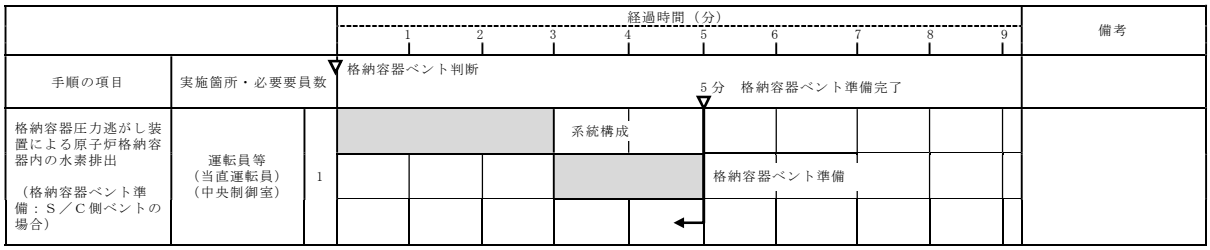
第 1.9－5 図　可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給　タイムチャート

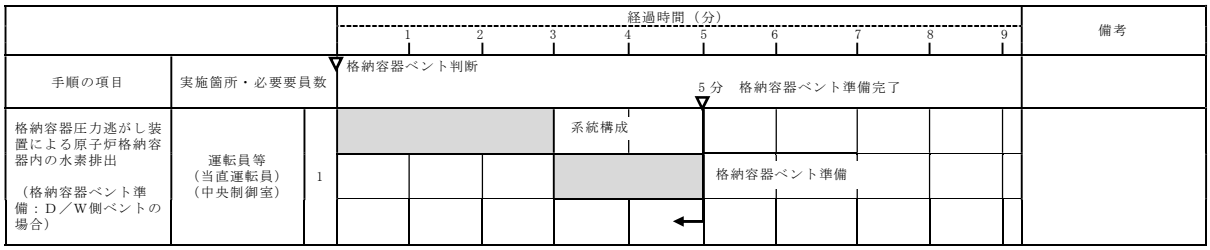


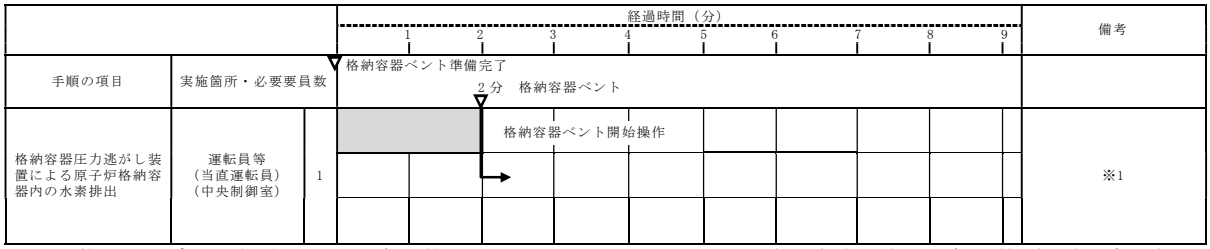
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑥※4	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑦a，⑬	第一弁（S／C側）
⑥※2	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑥※5	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑦b，⑬	第一弁（D／W側）
⑥※3	換気空調系一次隔離弁	⑥※6	換気空調系二次隔離弁	⑪	第二弁

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

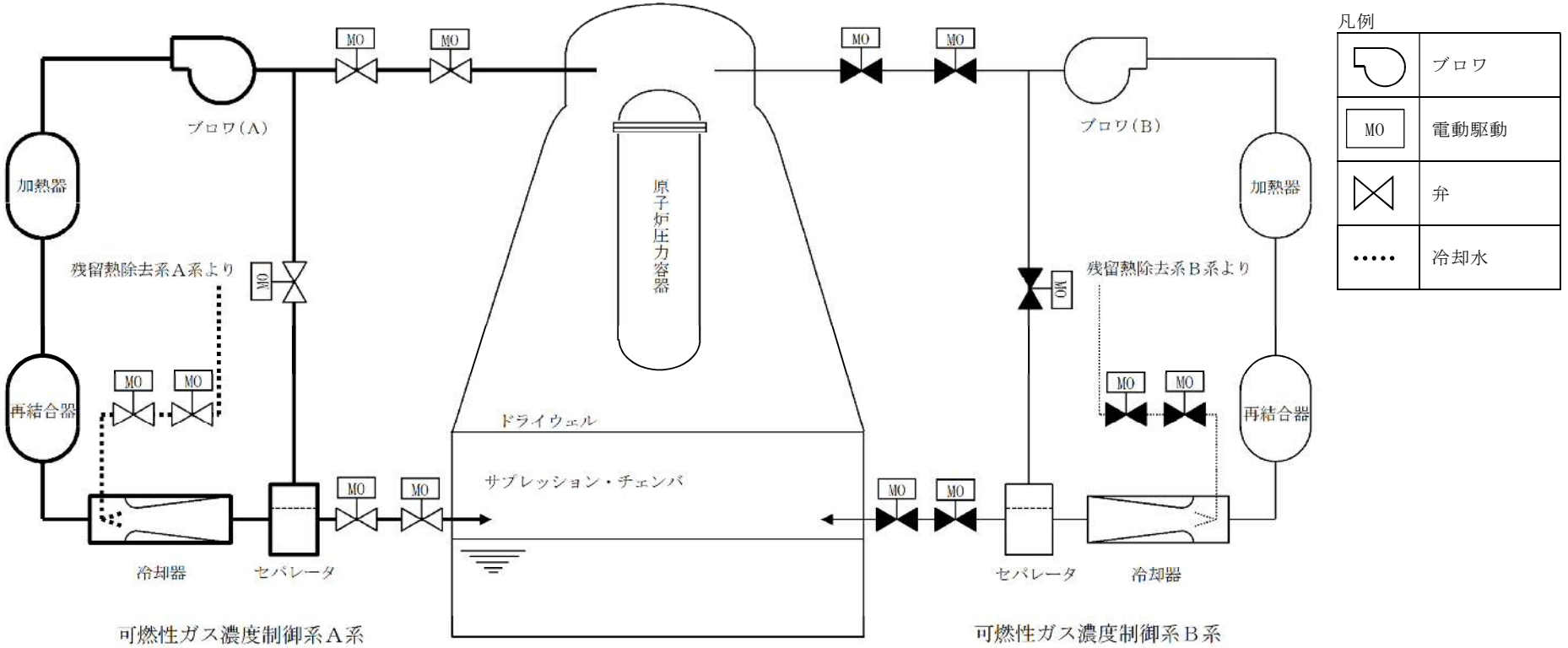




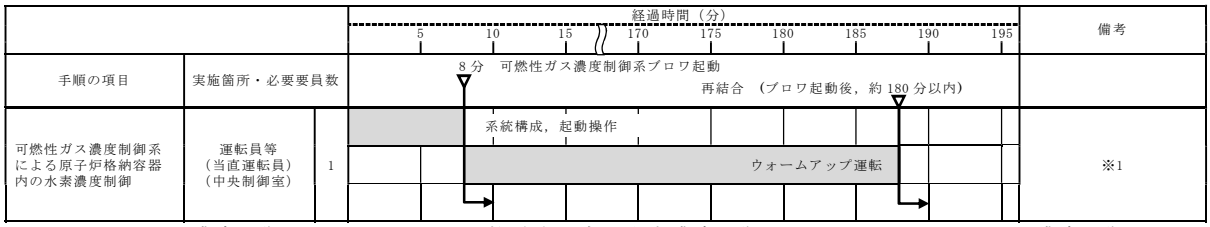


※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合，第二弁バイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，2分以内で可能である。

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

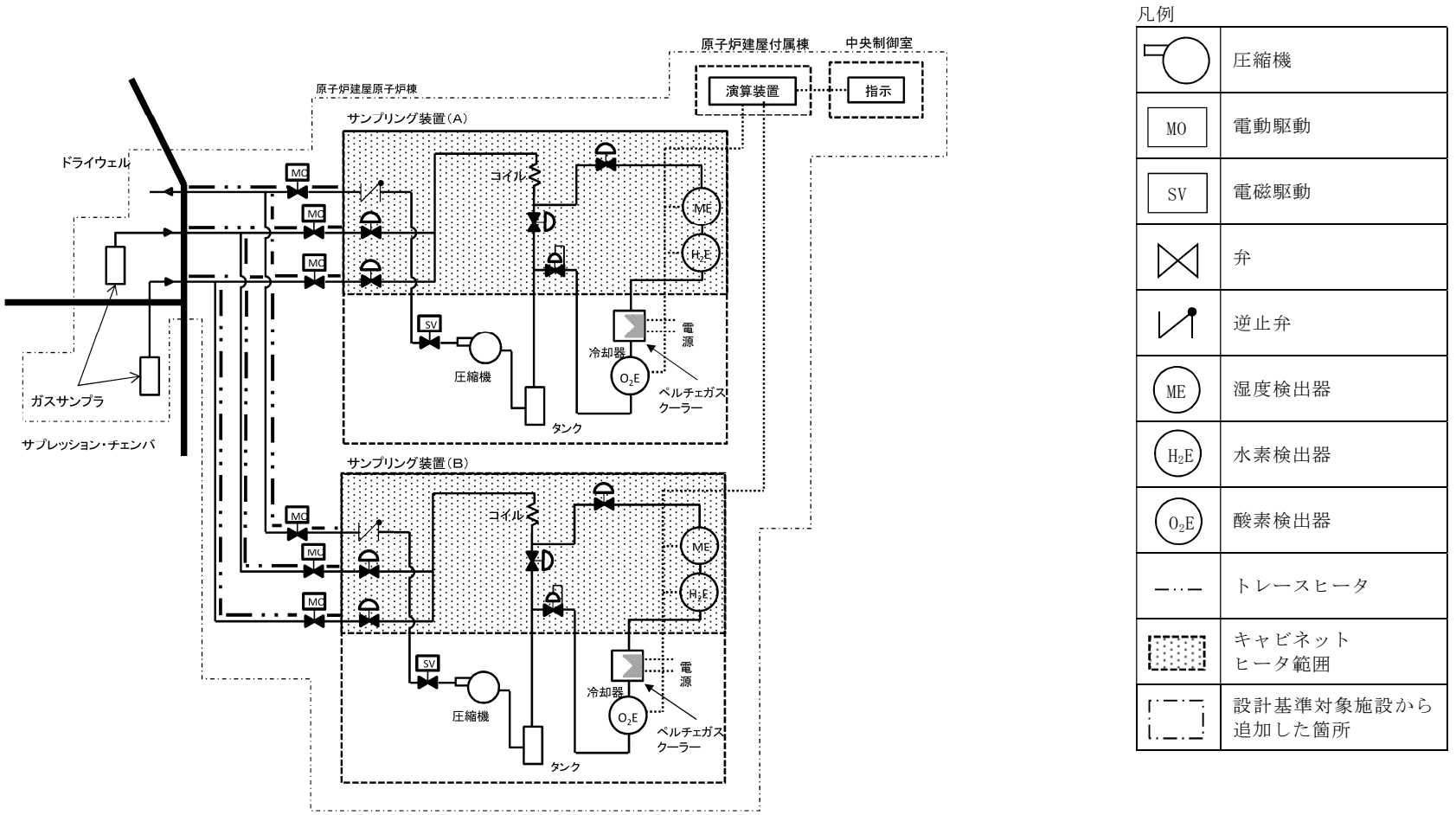


第1.9－8図　可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御　概要図

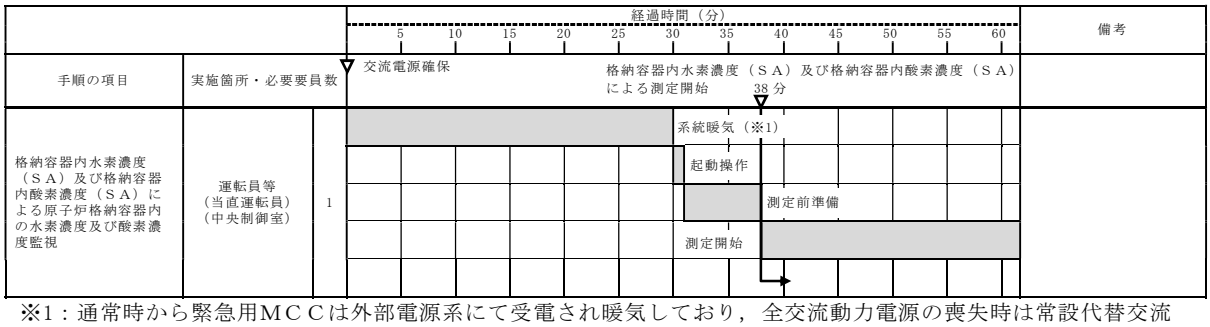


※1：可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を示す。また，可燃性ガス濃度制御系B系については，可燃性ガス濃度制御系ブロワ起動まで 8 分以内，再結合開始まで約 180 分以内で可能である。

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

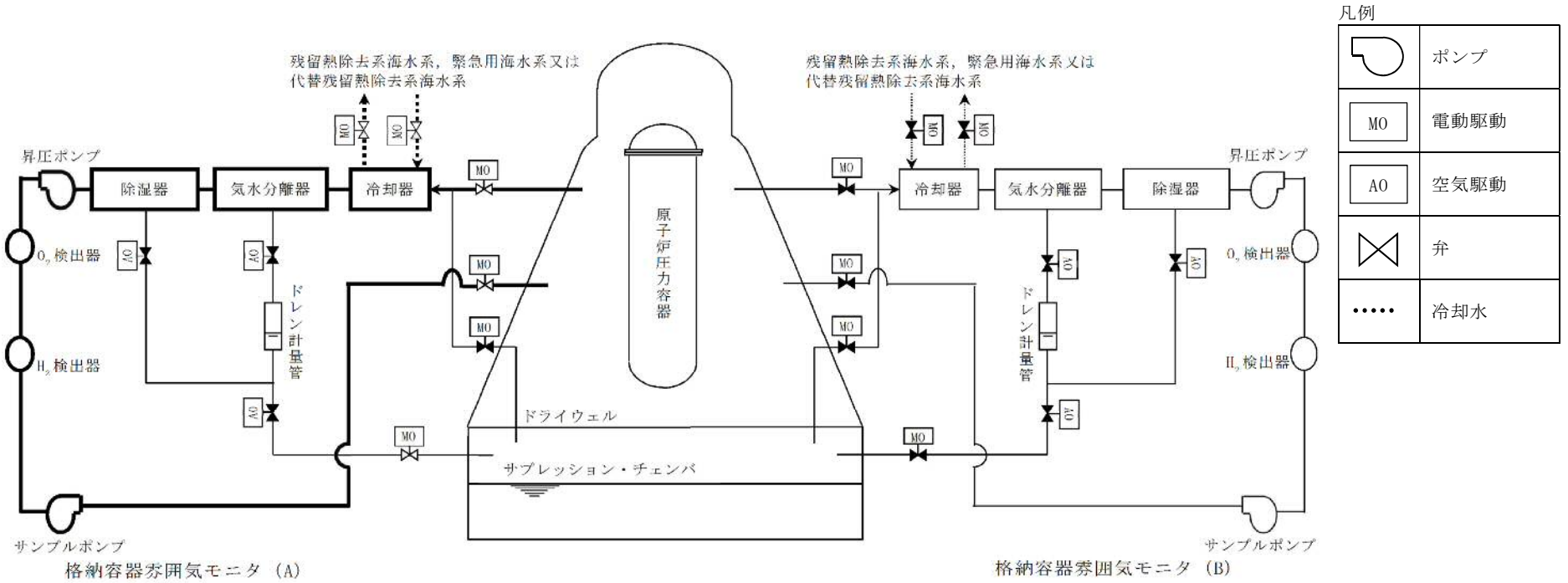


第1.9－10図　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　概要図

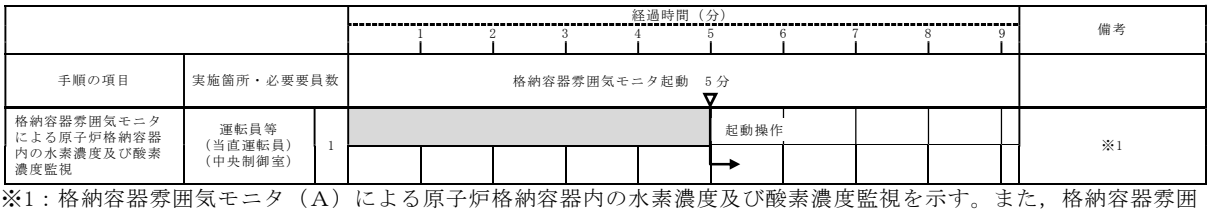


※1：通常時から緊急用ＭＣＣは外部電源系にて受電され暖気しており，全交流動力電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用ＭＣＣを受電した後，暖気が自動的に開始される。

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

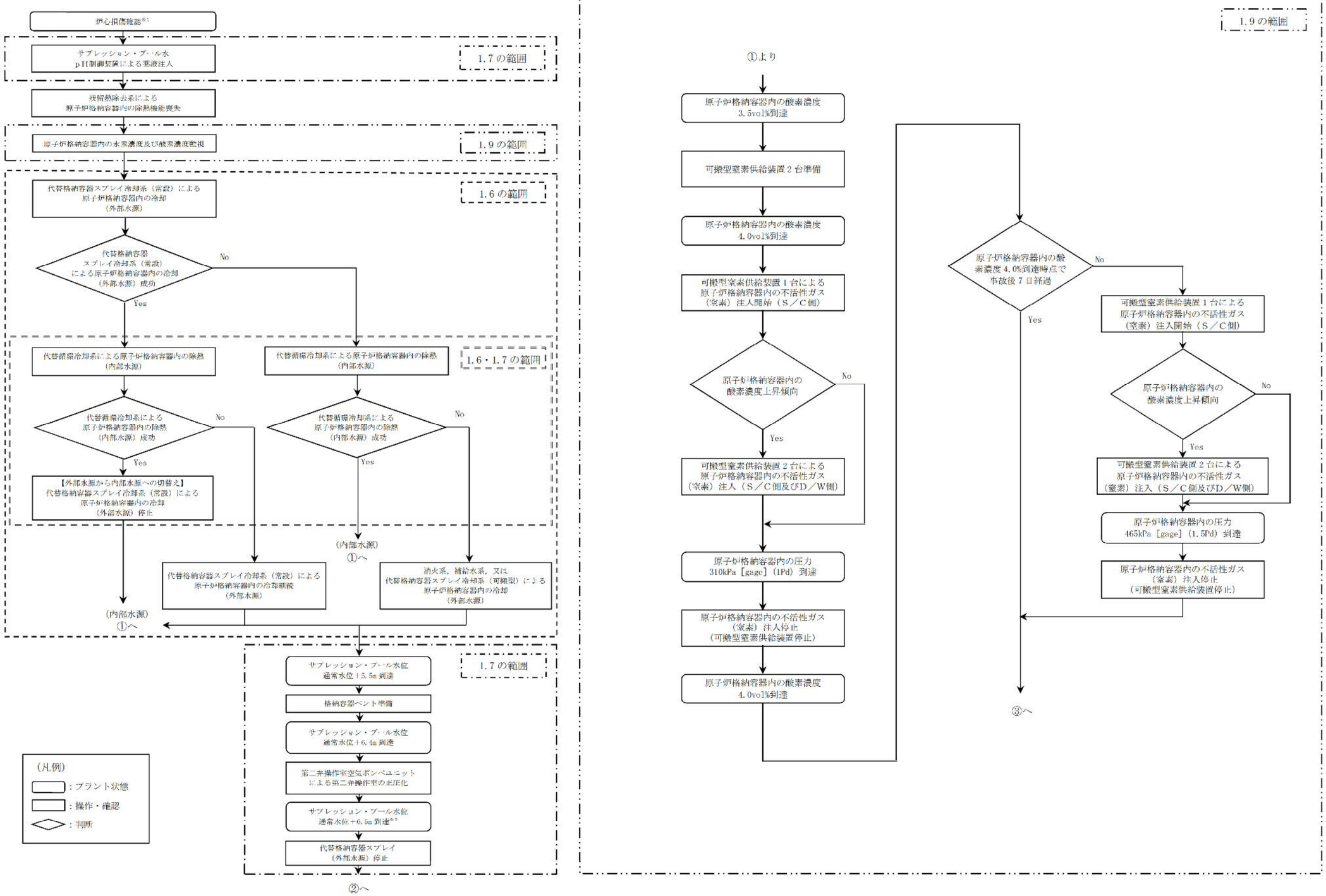


第1.9－12図　格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視　概要図

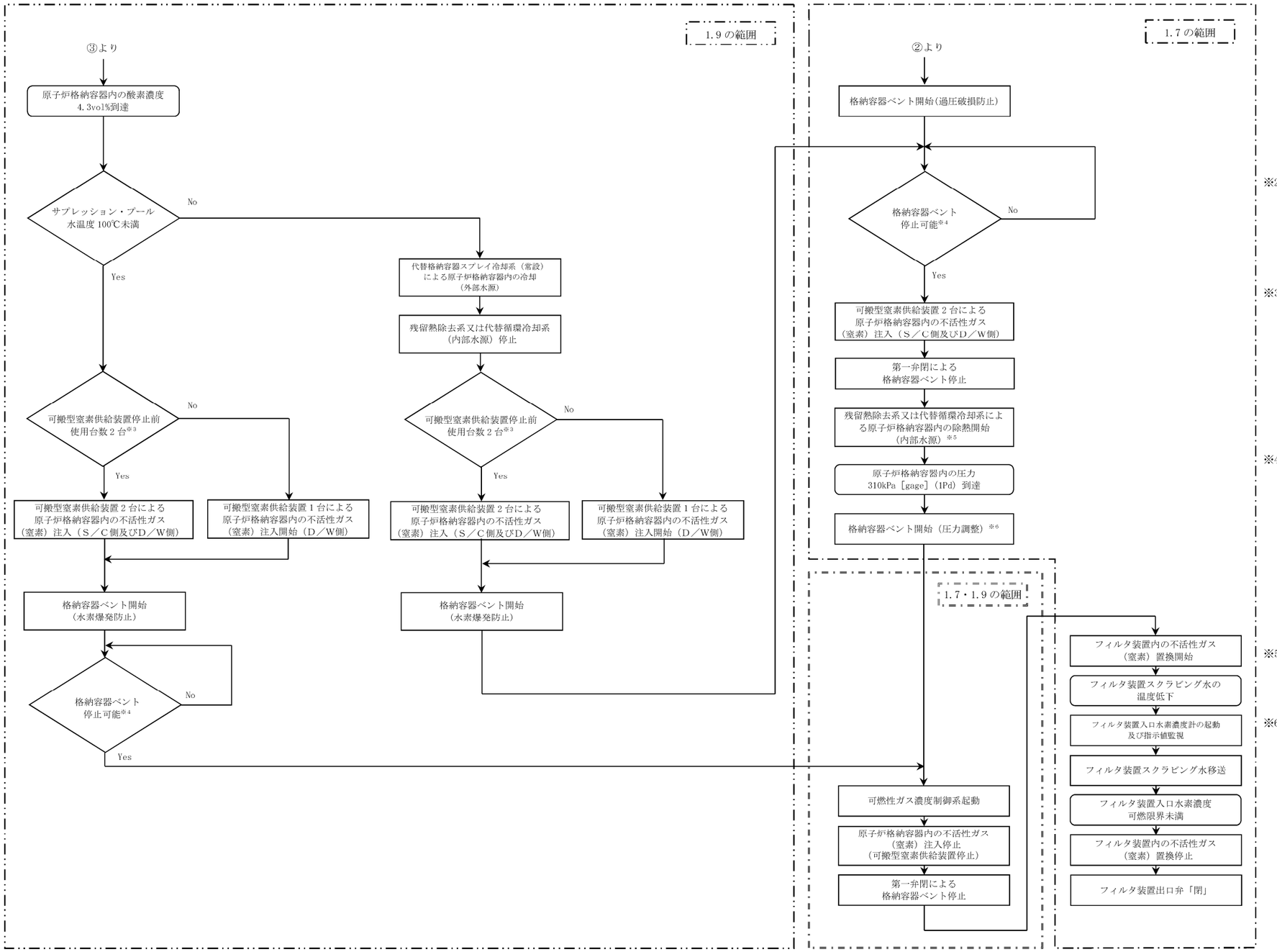


※1：格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視を示す。また，格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視については，格納容器雰囲気モニタ起動まで5分以内で可能である。

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。

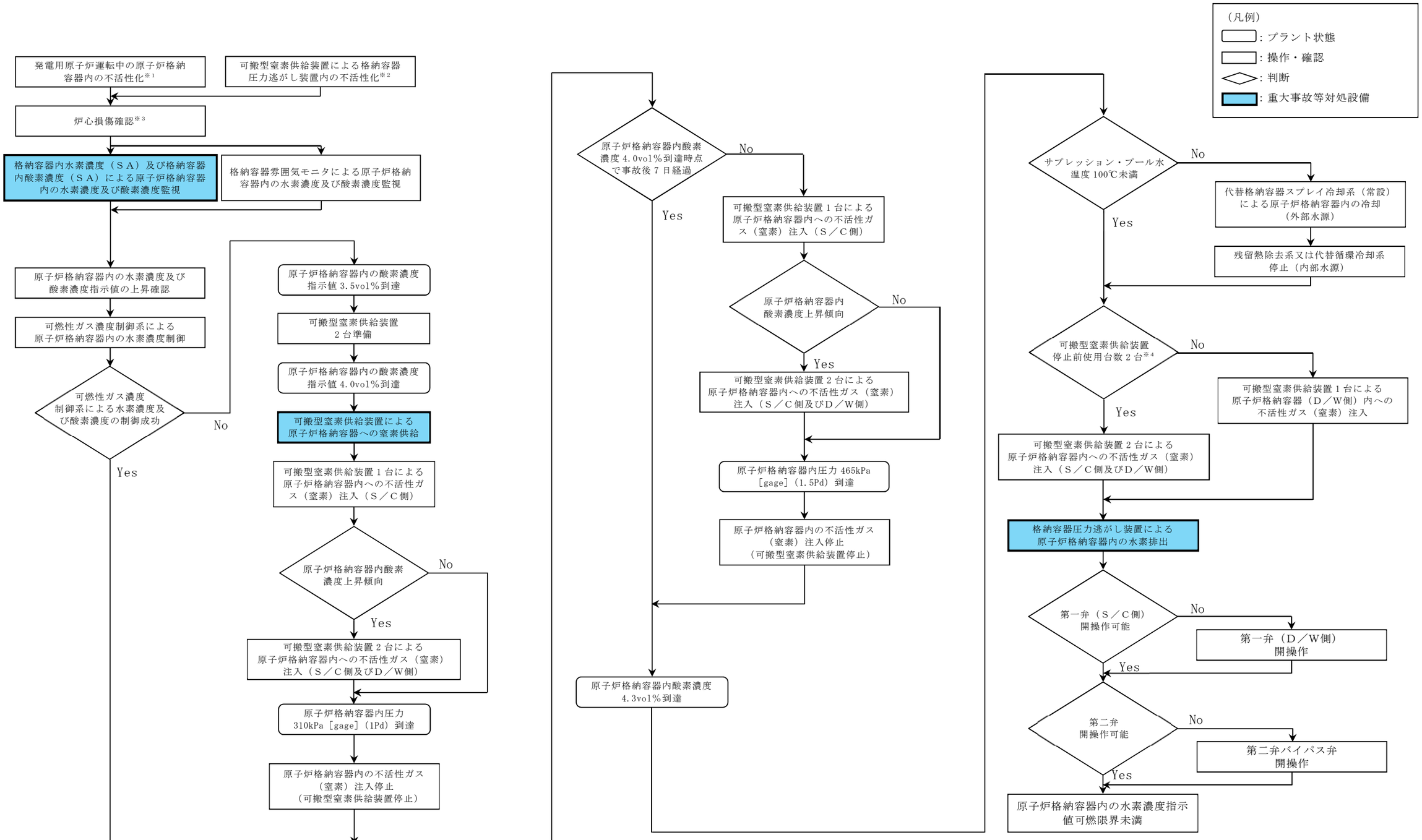
※3：格納容器ベント前の窒素注入については，可搬型窒素供給装置停止前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により，原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお，1台により窒素注入をする場合，D／Wに酸素が滞留することを防止するためにD／Wから窒素を注入する。また，第一弁（D／W側）開による格納容器ベント時は，S／C側から注入する。

※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）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／5）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（第52条）	技術基準規則（第67条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）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。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	⑤
【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。	—	【解釈】 1　第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1　第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
(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	＜BWR＞ a)原子炉格納容器内を不活性化すること。	＜BWR＞ a)原子炉格納容器内を不活性化すること。	⑥
(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。	—	＜PWRのうち必要な原子炉＞ b)水素濃度制御設備を設置すること。	＜PWRのうち必要な原子炉＞ b)水素濃度制御設備を設置すること。	—
(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。	③	＜BWR及びPWR共通＞ c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。	＜BWR及びPWR共通＞ c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。	⑦
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。	④	d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。	d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。	⑧
		e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑨

※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。
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。

※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。
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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／5）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化	不活性ガス系※1	既設	① ② ⑤ ⑥	－	－	－
	原子炉格納容器	既設				
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	可搬型窒素供給装置	新設	① ② ⑤ ⑥	－		
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	原子炉格納容器	既設				
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※2	新設	① ⑤ ⑦	－	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
	格納容器圧力逃がし装置	新設				可燃性ガス濃度制御系加熱器
	燃料給油設備	新設				可燃性ガス濃度制御系再結合器
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	既設 新設	① ④ ⑤ ⑦	－		可燃性ガス濃度制御系冷却器
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設				可燃性ガス濃度制御系配管・弁
	フィルタ装置入口水素濃度	新設				残留熱除去系
	常設代替交流電源設備	新設				非常用交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	常設代替直流電源設備	新設				燃料給油設備
	可搬型代替直流電源設備	新設			－	－
	燃料給油設備	新設				
遠隔人力操作機構による現場操作	遠隔人力操作機構	新設	① ④ ⑤ ⑦	－		

※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。
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。

※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。
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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／5）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
格納容器内水素濃度（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）	新設	① ③ ⑤ ⑧	－	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（ＳＡ）	新設				格納容器内酸素濃度
	常設代替交流電源設備	新設				残留熱除去系海水系ポンプ
	可搬型代替交流電源設備	新設				残留熱除去系海水系ストレーナ
	燃料給油設備	新設				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
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	新設	① ③ ⑤ ⑨	－	－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

※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。
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。

※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。
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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器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。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による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手段として，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し，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に必要な手順等を整備する。また，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を実施するために必要な手順等を整備する。
【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。	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ガス系により不活性化し，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。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器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手段として可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化し，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。

※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。
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。

※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。
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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
（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。	対象外
（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。	炉心の著しい損傷が発生し，全交流動力電源が喪失した場合においても，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（格納容器圧力逃がし装置，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ））へ代替電源設備（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により給電する手順を整備する。 なお，電源の供給に関する手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
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，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手段として，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し，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を実施するために必要な手順等を整備する。

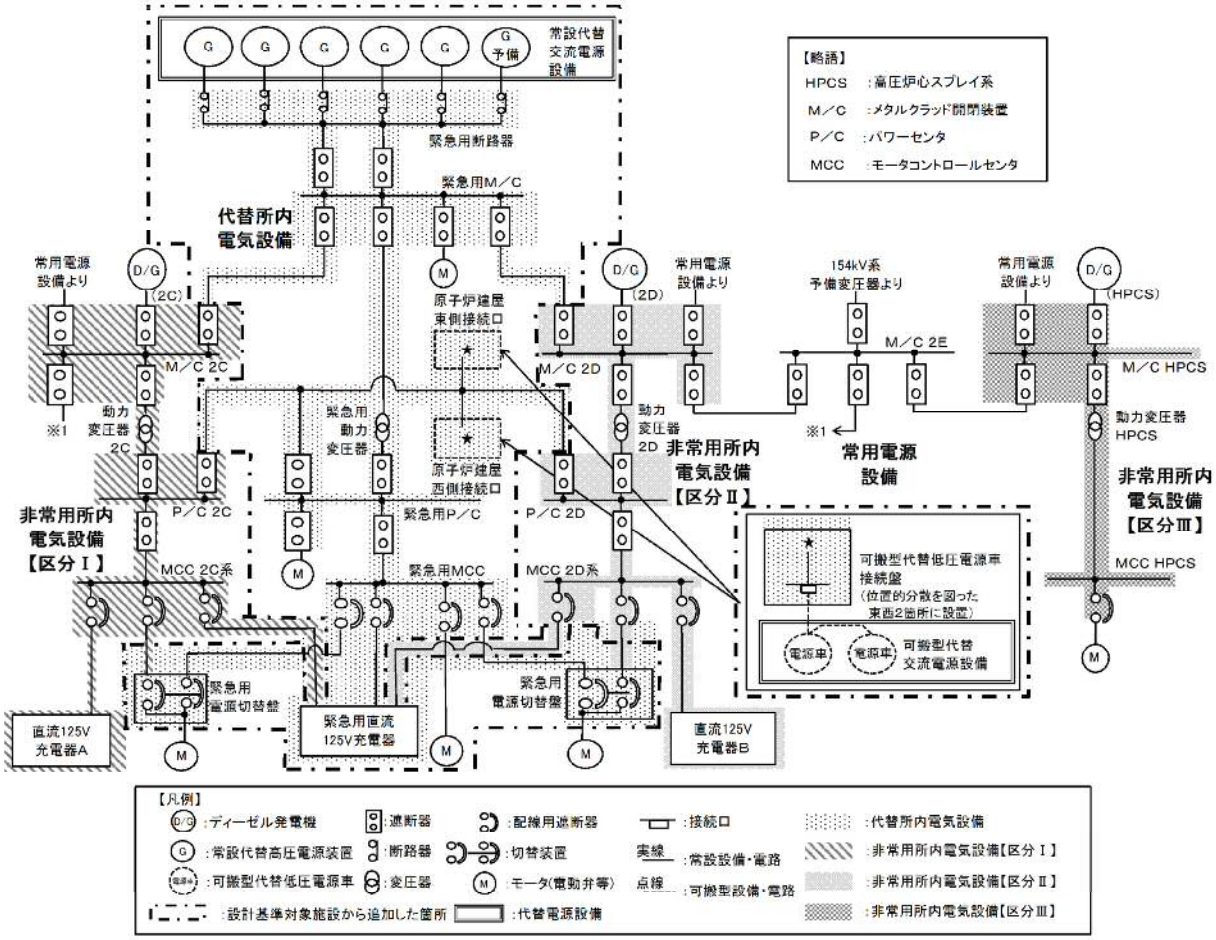
※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※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。
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。

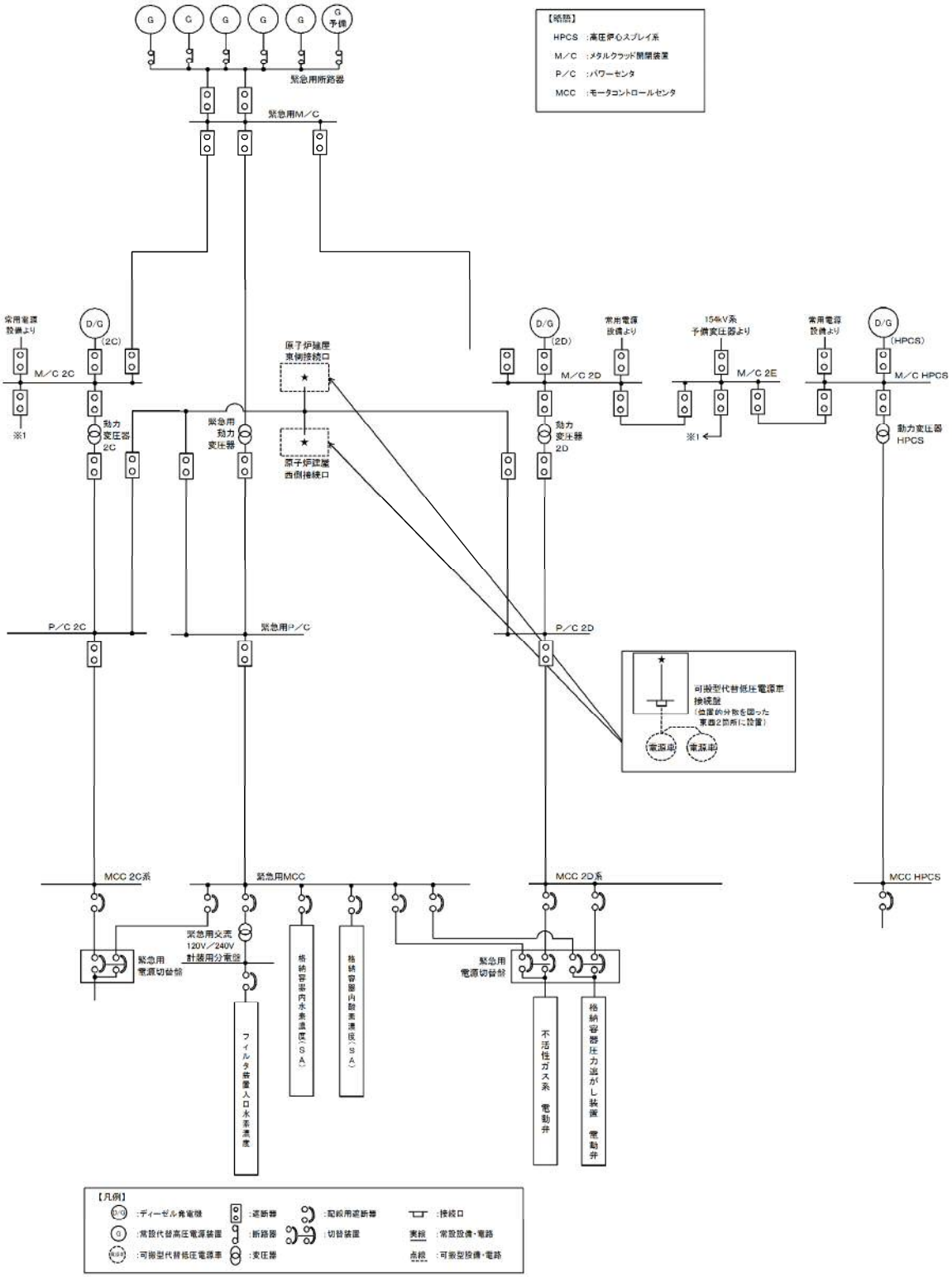
自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
可燃性ガス濃度制御系ブロワ	常設	Sクラス	約 340m^3［N］／h (1 台当たり)	－	2 台
可燃性ガス濃度制御系加熱器	常設	Sクラス	約 100kW (1 基当たり)	－	2 基
可搬型代替注水大型ポンプ （代替残留熱除去系海水系として使用）	可搬	Sクラス	約 1,320m^3／h (1 台当たり)	約 140m	4 台

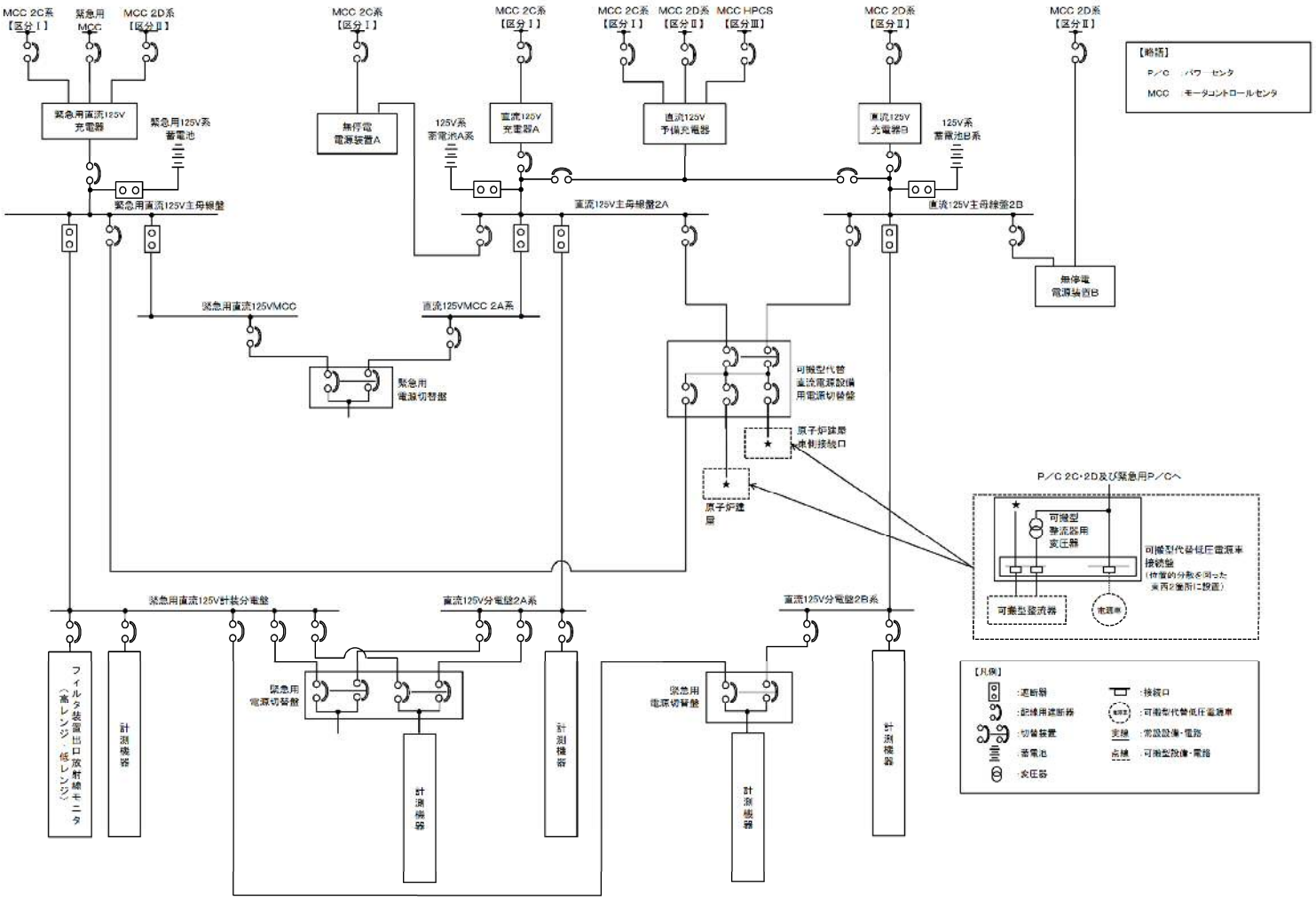
機器名称	常設／可搬	耐震性	測定方式	計測範囲	個数
格納容器内水素濃度	常設	Sクラス	熱伝導度式	0%～ 100%	1 個
格納容器内酸素濃度	常設	Sクラス	磁気風式	0%～30%	1 個



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第３図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1．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

(1)　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

ａ．操作概要

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が必要な状況で，屋外（原子炉建屋東側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合においては，窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン東側接続口に接続し，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。屋外（原子炉建屋西側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合は，接続口の蓋を開放し，窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン西側接続口に接続した後，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

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として，最長時間を要する格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した窒素供給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※1：135分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は135分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から格納容器窒素供給ライン西側接続口）

・電源車の系統構成：35分※2（対象作業：ケーブル敷設，電源車起動等を含む）

・可搬型窒素供給装置の系統構成：85分（対象作業：窒素供給用ホース接続，可搬型窒素供給装置起動等を含む）

・窒素供給開始操作：10分

※2：電源車の系統構成は，可搬型窒素供給装置の系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

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

操作性　：可搬型窒素供給装置からの窒素供給用ホース接続は，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。

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

炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し，炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第 1 表に示す。

第 1 表　注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

系統	注水先	ポンプ	水源
低圧代替注水系（常設）	原子炉圧力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウェル		
格納容器下部注水系（常設）	ペデスタル（ドライウェル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サプレッション・チェンバ
	ドライウェル		
	サプレッション・チェンバ		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は，補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが，代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため，継続して使用するとサプレッション・プール水位が上昇し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）の実施時期を早めることとなる※。

一方，代替循環冷却系は補機系の起動を要するため，常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが，サプレッション・チェンバを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ，事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし，その後，外部からの水の持ち込みを抑制し，サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り，可能な限り外部への影響を軽減するため，代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし，代替循環冷却系の運転時において，格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には，一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※：格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達した時点で，外部水源による水の持ち込みを制限した上で，格納容器ベントを実施する手順としている。

2．炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

(1)　常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

ａ．炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は，補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また，原子炉注水ができない場合においても，注水手段の確保に努めることとしている。したがって，炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが，事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。

①ＬＯＣＡ時に炉心が損傷した場合は，ヒートアップした炉心へ原子炉

注水を実施することにより，炉内で発生する過熱蒸気がドライウェルに直接放出されドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで，格納容器の健全性を確保するために，ＬＯＣＡの判断（ドライウェル圧力 13.7kPa［gage］以上）及び炉心損傷の判断（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）により，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を同時に実施する。この場合，原子炉注水により過熱蒸気が発生することから，先行して代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施し，その後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで，ドライウェルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

②ＬＯＣＡ時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は，いずれは溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウェルに放出され，ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。ただし，実際の操作としては，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから，炉心損傷の判断後にドライウェルスプレイをする手順は①と同様である。

ｂ．原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）水位を約 1m に維持す

る構造としているが，炉心損傷判断後は，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し，ペデスタル（ドライウェル部）水位を確実に約 1m 確保するため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）水位の確保操作を実施する手順とする。

c．原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）に存在する水との相互作用により，ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため，原子炉圧力容器破損を判断した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。

⑤ドライウェルスプレイを開始した後は，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却維持のため，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作を実施する手順とする。

d．本系統の停止及び一時的な運転について

⑥本系統は外部水源を用いた手段であり，本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位が上昇する。そこで，格納容器ベントを遅延させる観点から，本系統による原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し，代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する。

⑦ただし，代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

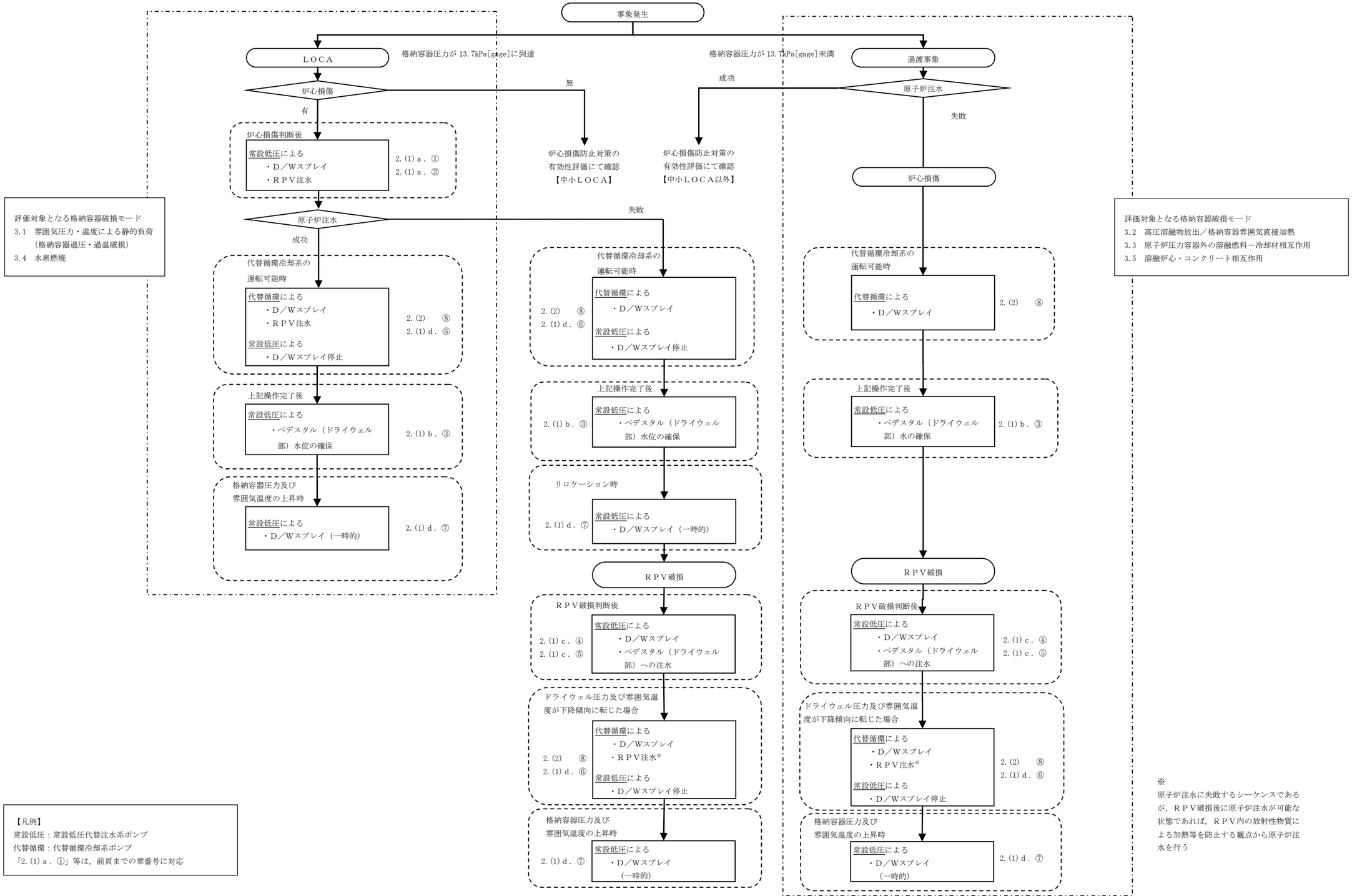
(2) 代替循環冷却系

⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の

起動後に期待できる系統であり，運転開始までに一定の時間を要するが，内部水源であるため本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって，起動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし，サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ，原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで，損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

3．各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては，起因事象がＬＯＣＡの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また，初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても，事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ，事故対応の流れを第1図に示す。



評価対象となる格納容器破損モード
3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷
（格納容器過圧・過温破損）
3.4　水素燃焼

評価対象となる格納容器破損モード
3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

【凡例】
常設低圧：常設低圧代替注水系ポンプ
代替循環：代替循環冷却系ポンプ
「2.(1) a．①」等は，前頁までの章番号に対応

※
原子炉注水に失敗するシーケンスであるが，ＲＰＶ破損後に原子炉注水が可能な状態であれば，ＲＰＶ内の放射性物質による加熱等を防止する観点から原子炉注水を行う

第１図　事故対応の流れ

4．長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として，残留熱除去系，代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し，格納容器の健全性を維持する。

また，炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素及び酸素が発生するため，水素燃焼を防止する観点から，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

(1)　事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃，2Pdと設定しており，200℃，2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため，シール部については，200℃，2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで，限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

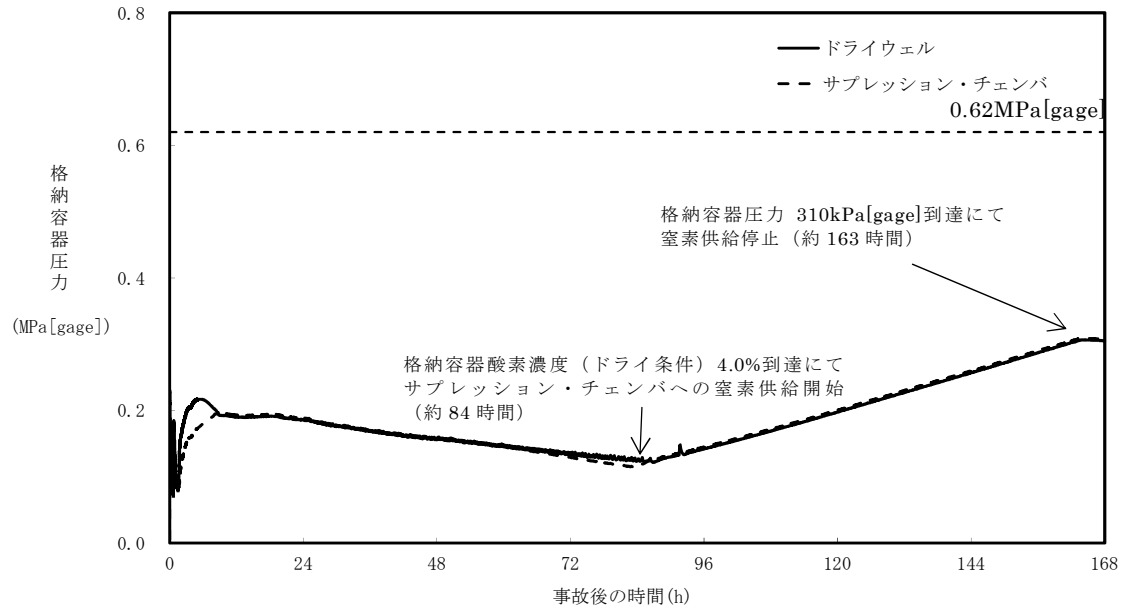
ここでは，200℃，2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても，有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し，格納容器の閉じ込め機能を示す。

また，上記に加えて，7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても，格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

(2)　7日間（168時間）以降の圧力，温度の条件

7日間（168時間）以降において，格納容器圧力が最も高くなるのは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格

納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは，格納容器内酸素濃度が4.0vol％（ドライ条件）に到達した時点で，格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため，310kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており，第1表で示すとおり，7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で310kPa[gage]となる。代表的に，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第1図に示す。

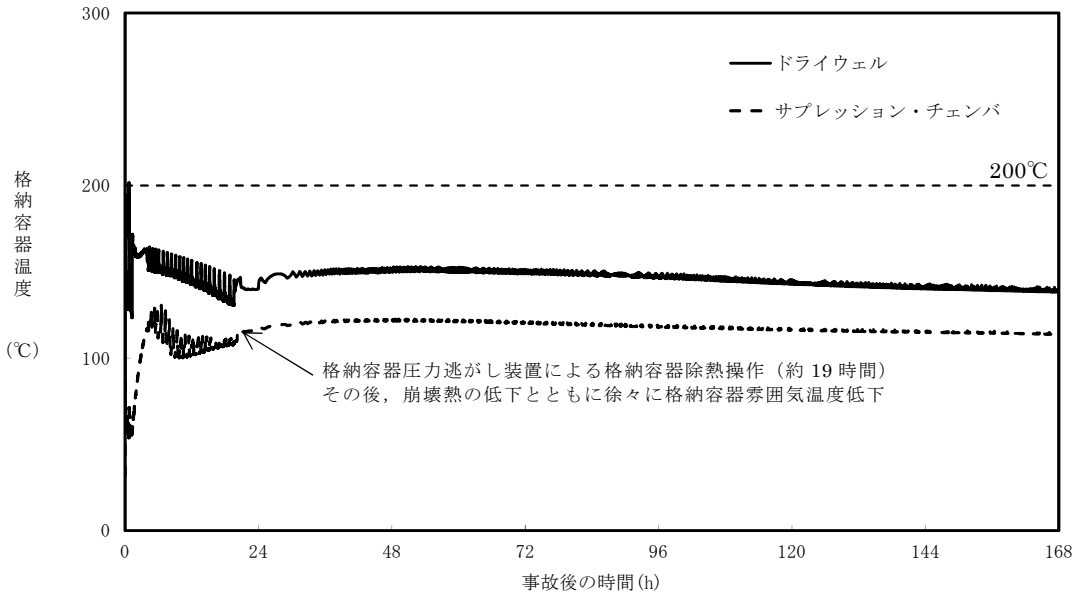


第１図　格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの

格納容器雰囲気温度の推移を第2図に示すが，7日間（168時間）時点で150℃未満であり，その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため，第1表で示すとおり7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また，格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度※）についても，事象発生後3.9時間後に生じる最高値は157℃であるが，7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているＭＡＡＰコードは，FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については，原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において，FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり，格納容器全体に飛散することがないことが確認されており，健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく，ＭＡＡＰコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



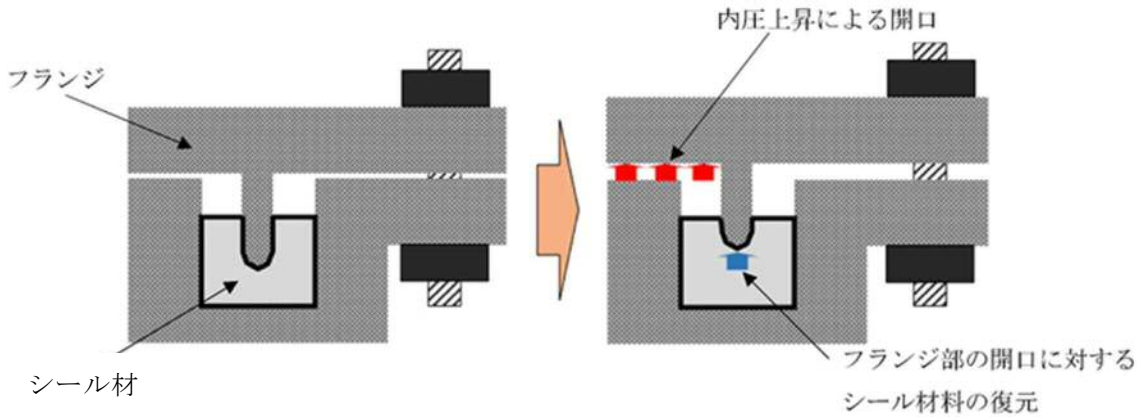
第２図　格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第１表　事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として 2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで 最大310kPa[gage]となる （ＭＡＡＰ解析結果）
格納容器温度	評価項目として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る （ＭＡＡＰ解析結果）

(3)　7日間（168時間）以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により，格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は，第3図の模式図に示すとおり，格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し，シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり，格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても，圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば，シール部の機能は健全である。長期のケースとして，有効性評価シナリオにおいて168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても，格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい（第2表参照）。なお，復元量の具体的な評価は，格納容器温度に関係することから3.2で示す。



第 3 図　シール部の機能維持確認の模式図

第２表　格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168時間時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側		
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側		
	外側		
サプレッション・ チェンバアクセス ハッチ	内側		
	外側		

(4)　7日間（168時間）以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

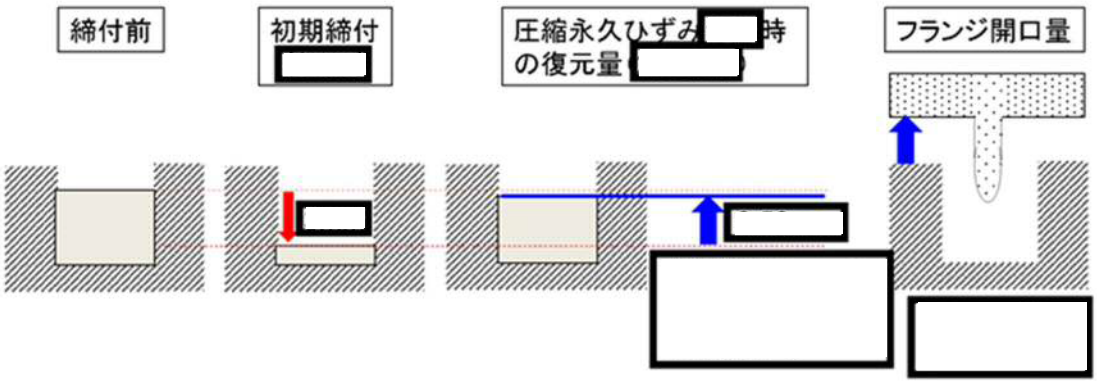
格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良ＥＰＤＭ製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第３表　改良ＥＰＤＭ製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7 日	7 日～14 日	14 日～30 日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率［%］			
硬さ			
質量変化率［%］			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い，飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように，168時間以降，150℃の環境下においては，改良ＥＰＤＭ製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく，経時劣化の兆候は見られない。したがって，重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも，シール部の機能は十分維持される。なお，ＥＰＤＭ材は一般特性としての耐温度性は150℃であり，第3表の結果は改良ＥＰＤＭ製シール材が200℃条件を7日間経験しても，一般特性としての耐熱温度まで低下すれば，それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考える。また，第3表の結果から圧縮永久ひずみ[redacted]時の改良ＥＰＤＭ製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており，第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。



第４図　圧縮永久ひずみ 時のシール材復元量とフランジ開口量

(5)　7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

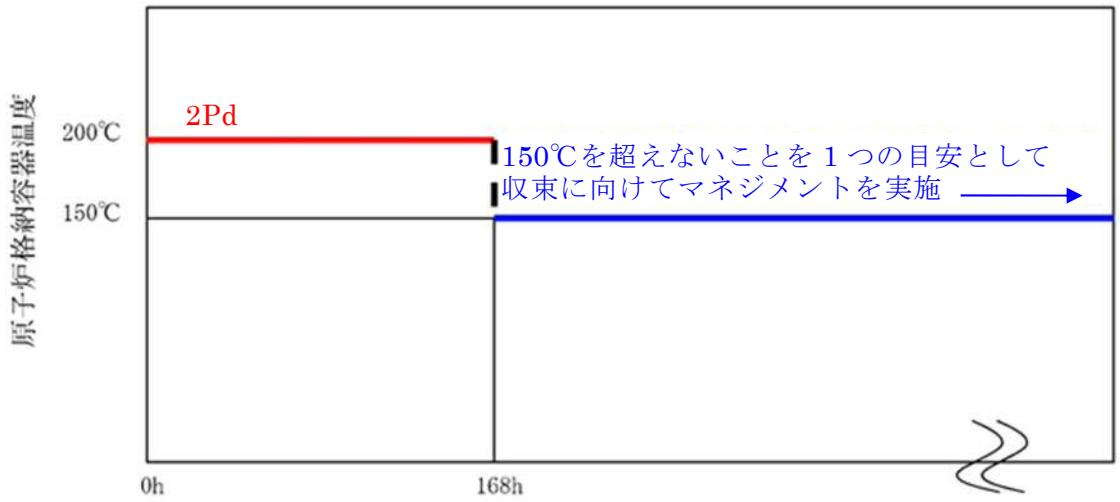
(2)で示したように有効性評価結果からも，7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良ＥＰＤＭ製シール材の一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また，格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており，開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお，代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合，中長期的には，水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが，酸素濃度がドライ条件で4.3vol％に到達した場合にはベントを実施することとしていることから，格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって，格納容器温度・圧力が評価項目（200℃・2Pd）にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで，長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。

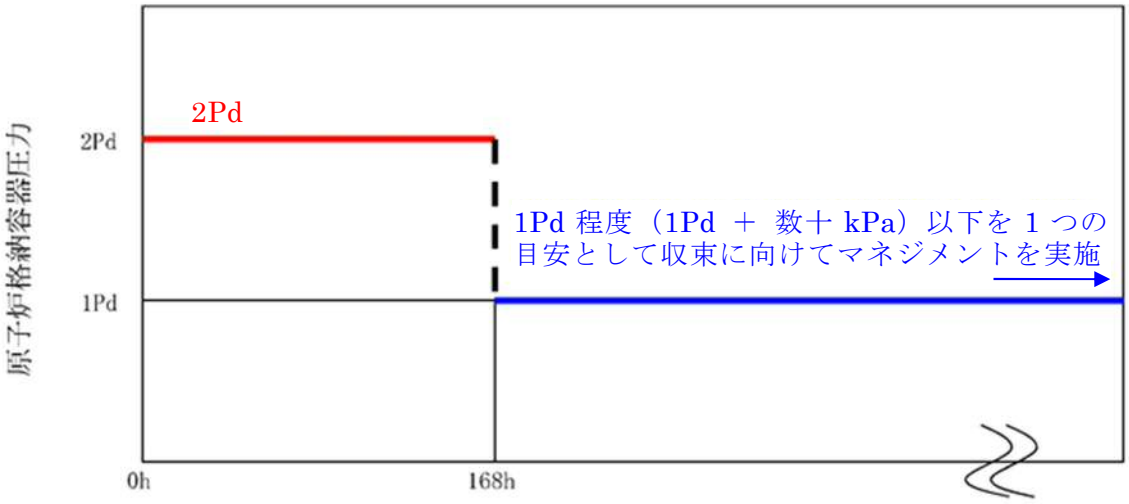
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については，格納容器圧力・温度は低下していること，及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生の寄与も大

きくないことから，最初の7日間（168時間）に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで，長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし，事故環境が継続することにより，熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ，長期的なプラントマネジメントの目安として，7日間（168時間）以降の領域においては，格納容器温度については第5図に示すとおり150℃を超えない範囲で，また，格納容器圧力については第6図に示すとおり1Pd程度（1Pd＋数十kPa※）以下でプラント状態を運用する。

※：酸素濃度をドライ換算で4.3vol％以下とする運用の範囲



第 5 図　格納容器温度の 168 時間以降の考え方



第 6 図　格納容器圧力の 168 時間以降の考え方

(6)　7 日間（168 時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良ＥＰＤM製シール材を用いて，168 時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第 4 表に示す。累積放射線照射量による影響は，試験結果より，有意な変化がないことから，7 日間以降のシール機能は，維持できる。

第 4 表　改良ＥＰＤM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168 時間＋150℃・168 時間

(7)　格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため，水素燃焼を防止する観点から，酸素濃度4.3vol％（ドライ条件）到達で格納容器ベントを実施することで，可燃性ガスを排出する手順としている。一方で，環境への影響を考慮すると，格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため，格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol％の到達時間を遅らせる目的から，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作（以下「窒素注入」という。）を実施することとしている。ここでは，有効性評価の事象進展を参照し，窒素注入及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

ａ．窒素注入の判断基準と作業時間について

窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。

(a)窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol％

(b)窒素注入の開始基準　　：酸素濃度 4.0vol％

「3.4 水素燃焼」において，水の放射線分解における水素及び酸素のＧ値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており，水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても，第 5 表のとおり，可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約 6 時間（約 360 分）確保できるため，起動準備時間の 180 分に対して十分余裕があることが確認できる。

第5表　設計基準事故のＧ値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間
3.5vol％	約15時間	約6時間
4.0vol％	約21時間	

ｂ．窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準，実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol％）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol％以上）に到達することなく，窒素注入及び格納容器ベントが実施可能である。

第6表　窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

操作	実施基準 ：計装の読み取り値	実施基準の設定根拠
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol％ （2.9vol％～ 4.1vol％）※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定
窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol％ （3.4vol％～ 4.6vol％）※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol％ （3.7vol％～ 4.9vol％）※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定

※括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順			判断基準記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(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	原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol％に到達	格納容器内酸素濃度等にて原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol％に到達
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
	(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	原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol％に到達	原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器ベント判断基準である4.3％に到達
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		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	原子炉格納容器内の水素濃度が4vol％以下	格納容器内水素濃度等にて原子炉格納容器内の水素濃度が 4vol％以下
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である 300℃以上
			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	ドライウェル圧力等にて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
	(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	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		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	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上

操作手順の解釈一覧（1／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(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	原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）内への不活性ガス（窒素）注入基準である4.0vol％に到達	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原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）内への不活性ガス（窒素）注入基準である4.0vol％に到達
			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	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にて格納容器内酸素濃度が4.0vol％到達後の原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止基準である310kPa［gage］（1Pd）に到達
			原子炉格納容器内の圧力が310kPa［gage］（1Pd）に到達	ドライウェル圧力等にて原子炉格納容器内の圧力が310kPa［gage］（1Pd）に到達
			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	原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止基準到達後の格納容器内酸素濃度等を継続監視する基準である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
			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	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
			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	原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止基準到達後の原子炉格納容器（Ｓ／Ｃ側）内への不活性ガス（窒素）注入基準である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
			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	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の原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止基準である465kPa[gage]（1.5Pd）に到達
			格納容器ベント判断基準である4.3vol％に到達	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
			サプレッション・プール水温度指示値が100℃	サプレッション・プール水温度指示値がサプレッション・プール水の減圧沸騰の発生有無を判断するための基準である100℃

操作手順の解釈一覧（2／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止	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	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	格納容器ベント停止の判断基準である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
		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	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	ドライウェル圧力等にて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
			可燃性ガス濃度制御系Ａ系の予熱運転が完了	可燃性ガス濃度制御系Ａ系再結合器内ガス温度指示値が621℃以上に到達し，予熱運転が完了
			可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃

弁番号及び弁名称一覧

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
窒素ガス補給弁（Ｓ／Ｃ側）	（窒素ガス補給弁（S／C側））※1	－	原子炉建屋西側地下格納槽（非管理区域）
窒素ガス補給弁（Ｄ／Ｗ側）	（窒素ガス補給弁（D／W側））※1	－	原子炉建屋西側地下格納槽（非管理区域）
耐圧強化ベント系一次隔離弁	（耐圧強化ベント系一次隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）
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一次隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）
換気空調系一次隔離弁	C／S排気系統入口弁（E2-8サクションダンパ）	2-26B-13（SB2-14）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階東側（管理区域）
耐圧強化ベント系二次隔離弁	（耐圧強化ベント系二次隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）
原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	FRVS系統入口弁（ドライウェルパージ排気ダンパ）	2-26B-14（SB2-3（AO））	中央制御室
換気空調系二次隔離弁	（換気空調系二次隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）
第一弁（Ｓ／Ｃ側）	（第一弁（S／C側））※1	－	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋付属棟1階（管理区域）
第一弁（Ｄ／Ｗ側）	（第一弁（D／W側））※1	－	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋付属棟屋上（非管理区域）
第二弁	（第二弁）※1	－	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋廃棄物処理棟3階（管理区域）
第二弁バイパス弁	（第二弁バイパス弁）※1	－	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋廃棄物処理棟3階（管理区域）

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

添付資料 1.9.7

手順のリンク先について

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ついて，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1．1.9.2.1(2)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

・格納容器圧力逃がし装置補機類の操作手順

＜リンク先＞　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

・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

＜リンク先＞　1.7.2.1(2)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）

2．1.9.2.2　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

・代替電源設備により給電する手順

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

3．1.9.2.3　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

＜リンク先＞　1.5.2.2(1) a．緊急用海水系による冷却水確保

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

1.5.2.3(1)　残留熱除去系海水系による冷却水確保

・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

＜リンク先＞　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

1.7.2.1(2) 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

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.3(1) a．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) a．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.6(1) ａ．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.6(1) ｂ．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

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

1.14.2.7(3)　軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失

1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失

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
添付資料1.10.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料1.10.2　自主対策設備仕様
添付資料1.10.3　対応手段として選定した設備の電源構成図
添付資料1.10.4　重大事故対策の成立性
1．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)　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による送水（淡水／海水）
2．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
(1)　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
(2)　ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放
添付資料1.10.5　常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について
添付資料1.10.6　原子炉建屋ガス処理系の水素爆発防止対策について
添付資料1.10.7　解釈一覧
添付資料1.10.8　手順のリンク先について

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。

（添付資料1.10.1）

以上の重大事故等対処設備により，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，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。

（添付資料1.10.2）

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）。

（添付資料1.10.3）

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。

（添付資料1.10.4）

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

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，原子炉建屋原子炉棟の最上階である６階の水素濃度が 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。

（添付資料1.10.6）

(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。

（添付資料1.10.4）

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。

（添付資料1.10.4）

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。

（添付資料 1.10.5）

(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）

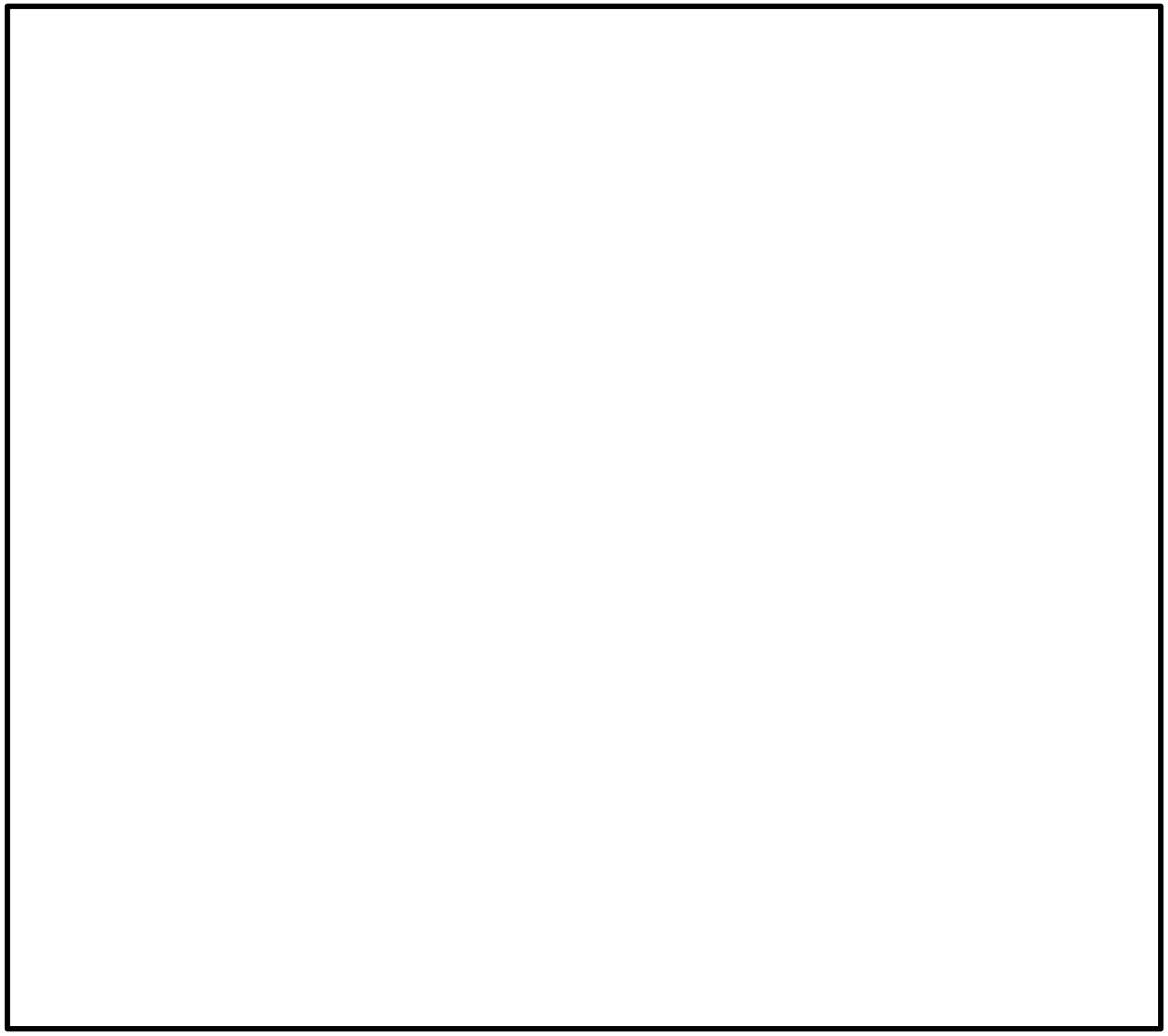
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ａ．交流動力電源が健全である場合の操作手順			
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」 ＡＭ設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧 直流 125V 主母線盤２Ａ電圧 直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧
	操作	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 (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			
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	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
		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 直流 125V 主母線盤２Ａ電圧 直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧
	操作	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

監視計器一覧（3／3）

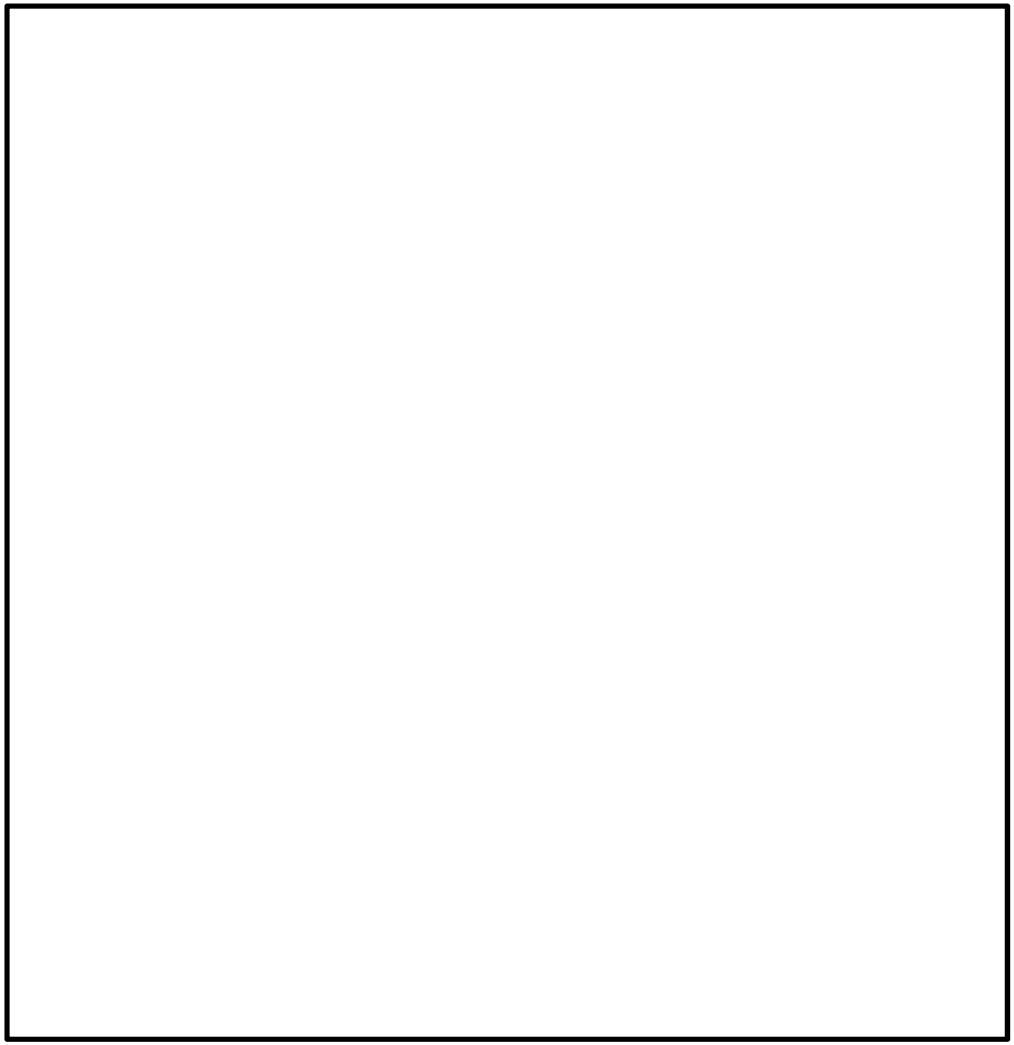
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)　原子炉建屋内の水素濃度監視			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
		電源	緊急用M／C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

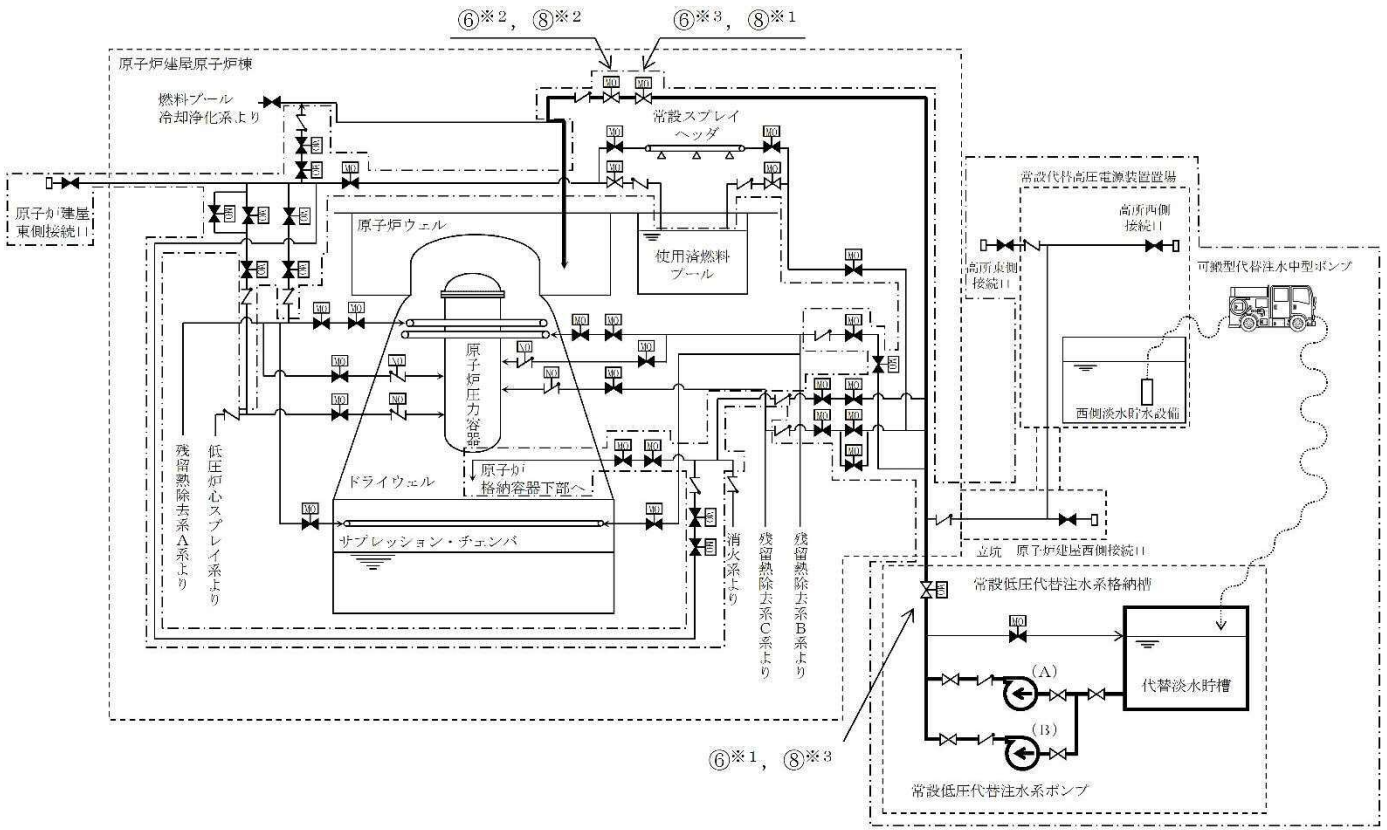
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤
	原子炉建屋水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用ＭＣＣ 緊急用直流 125V 主母線盤
	非常用ガス処理系排風機	常設代替交流電源設備 ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系
	非常用ガス処理系　弁	常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤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



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



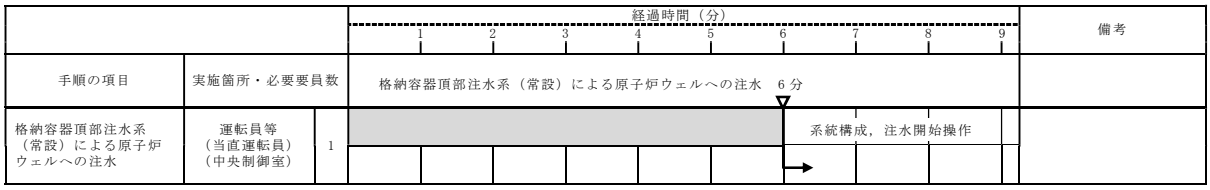
凡例

	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

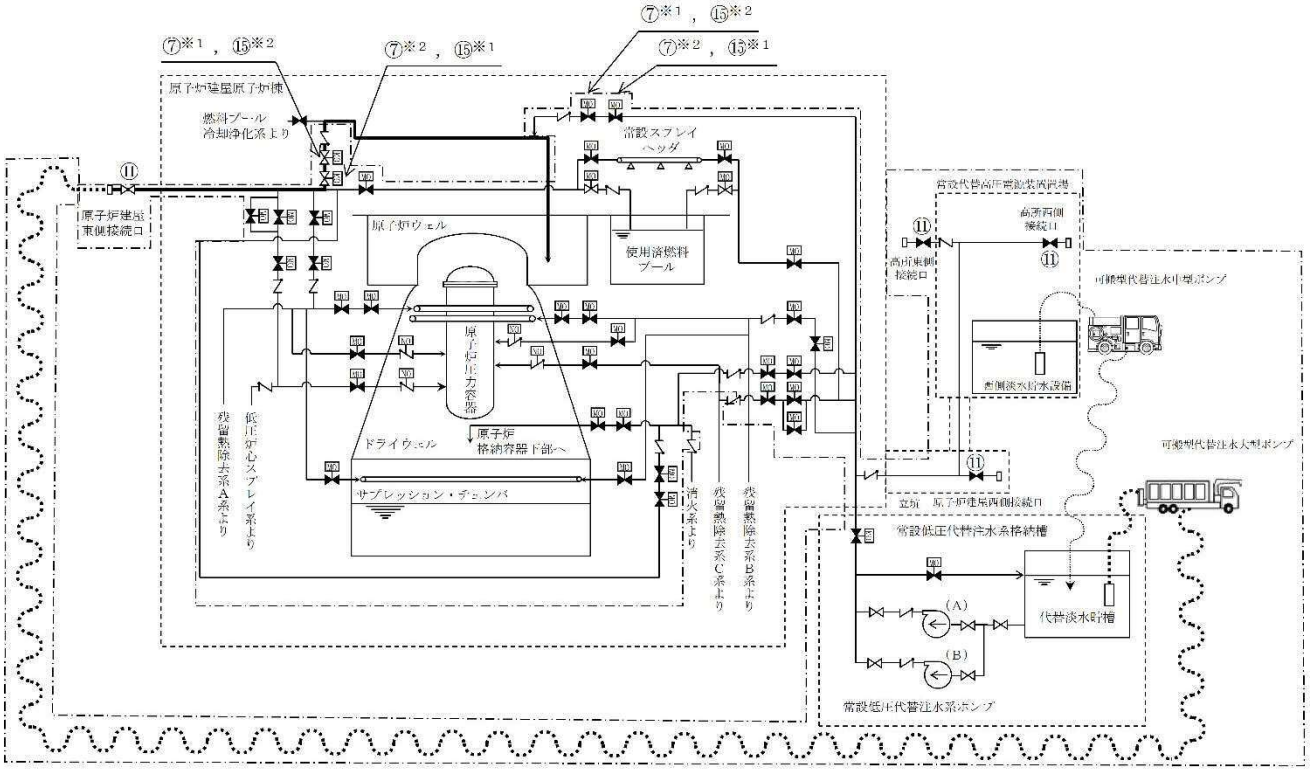
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1，⑧※3	常設低圧代替注水系系統分離弁	⑥※3，⑧※1	ウェル注水流量調節弁
⑥※2，⑧※2	ウェル注水弁		

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



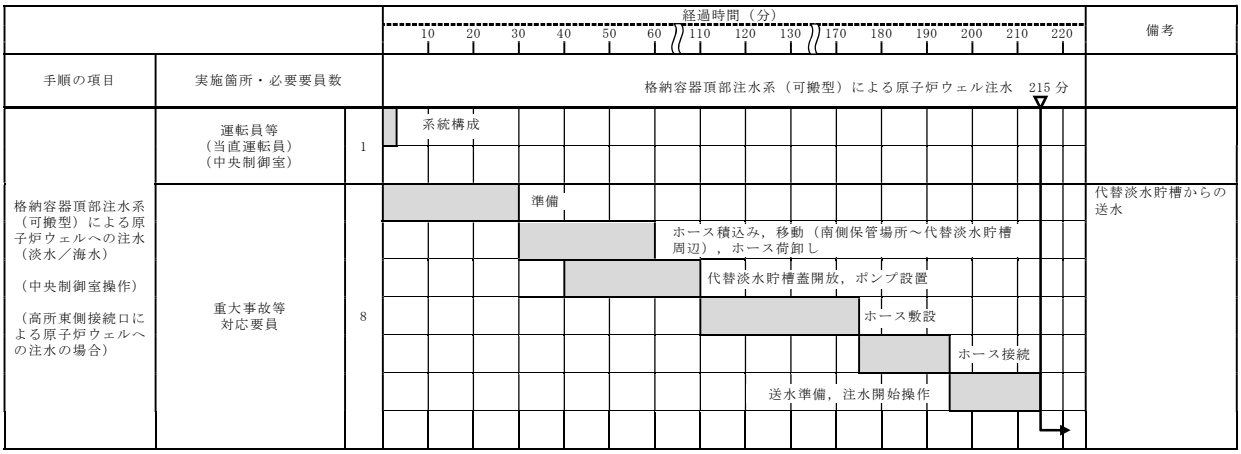
凡例

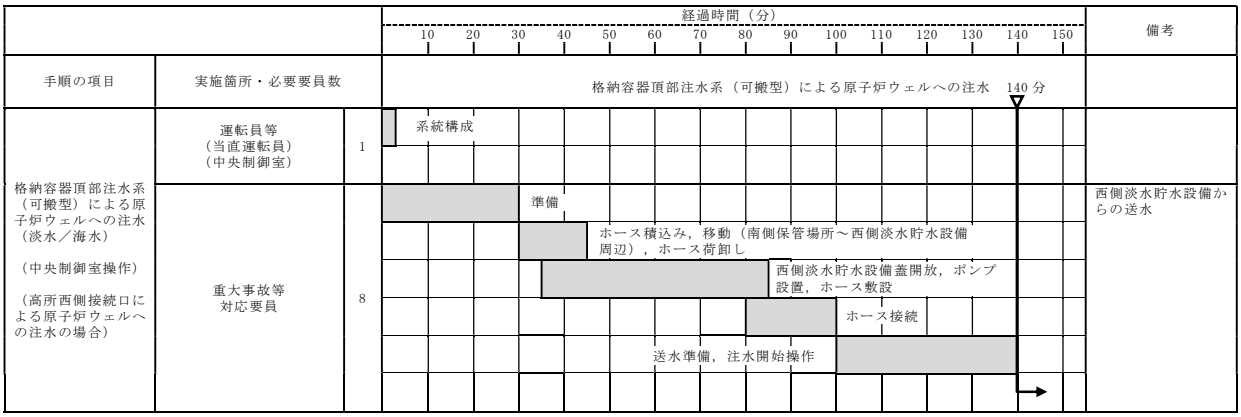
	ポンプ
MO	電動駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

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。

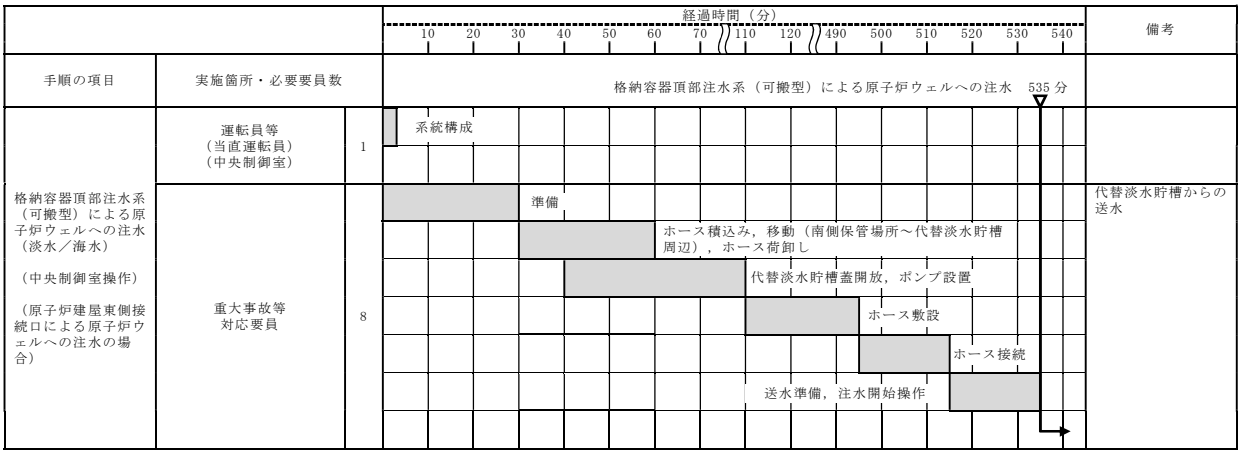
第1.10－5図　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）　概要図

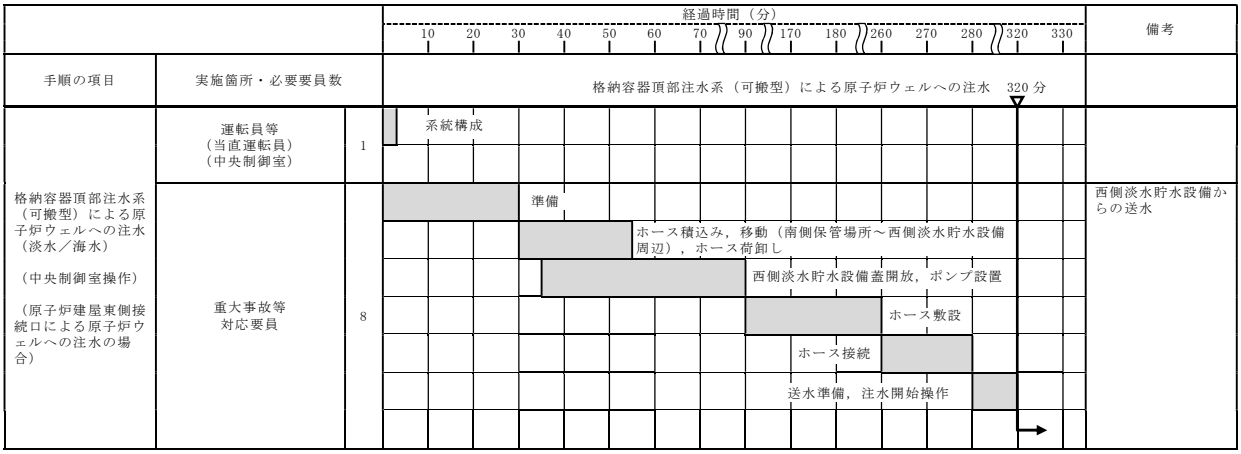




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は 412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は 70m】

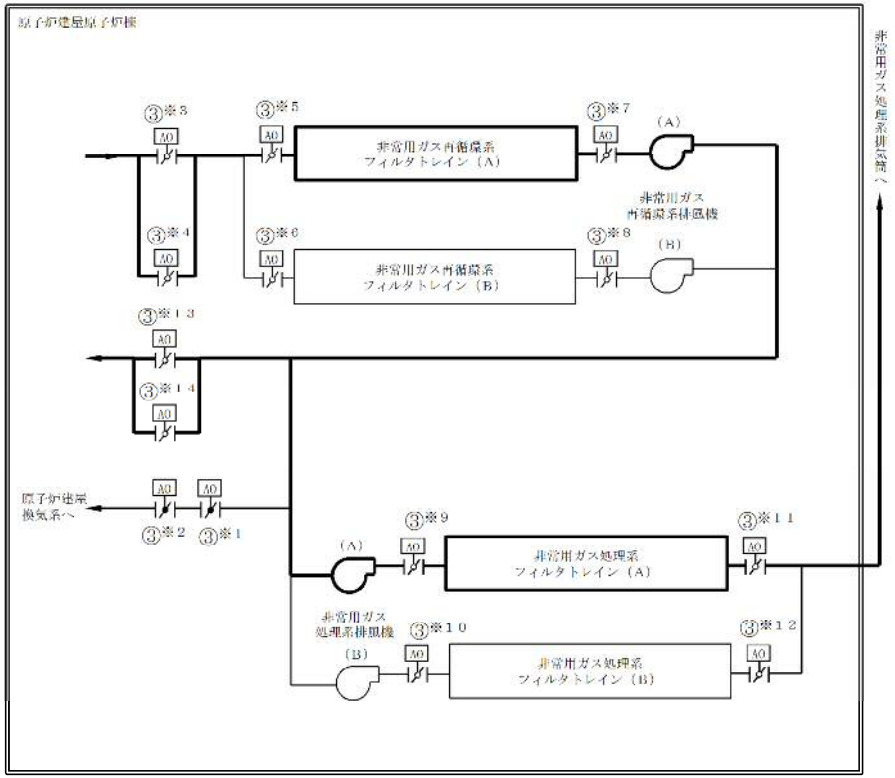
第1.10－6図　格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）





【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）



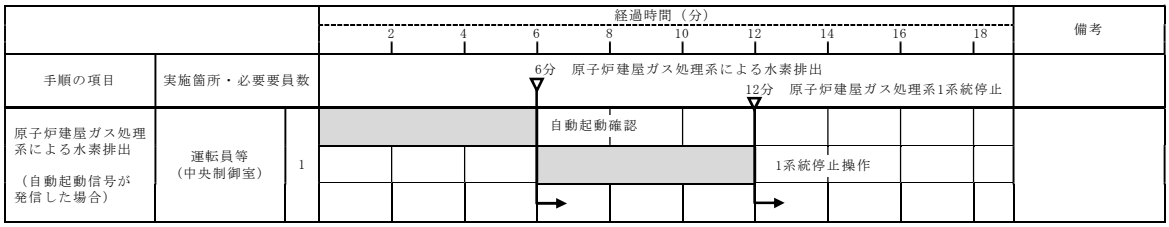
凡例

	排風機
AO	空気駆動
	バタフライ弁

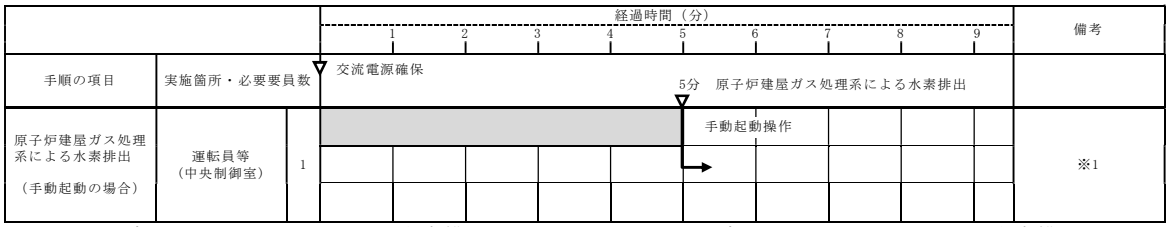
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
③※1，③※2	非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁	③※9，③※10	非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁
③※3，③※4	非常用ガス再循環系系統入口弁	③※11，③※12	非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁
③※5，③※6	非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁	③※13，③※14	非常用ガス再循環系系統再循環弁
③※7，③※8	非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁		

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



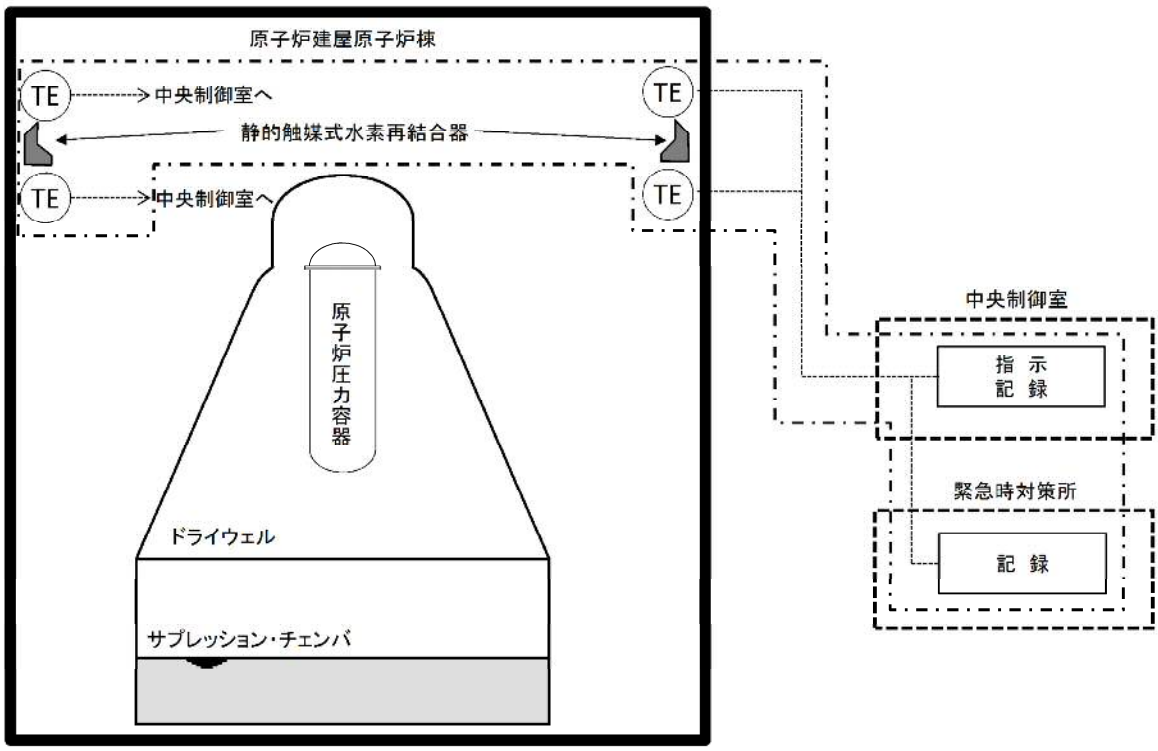
【交流動力電源が健全である場合】



※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】

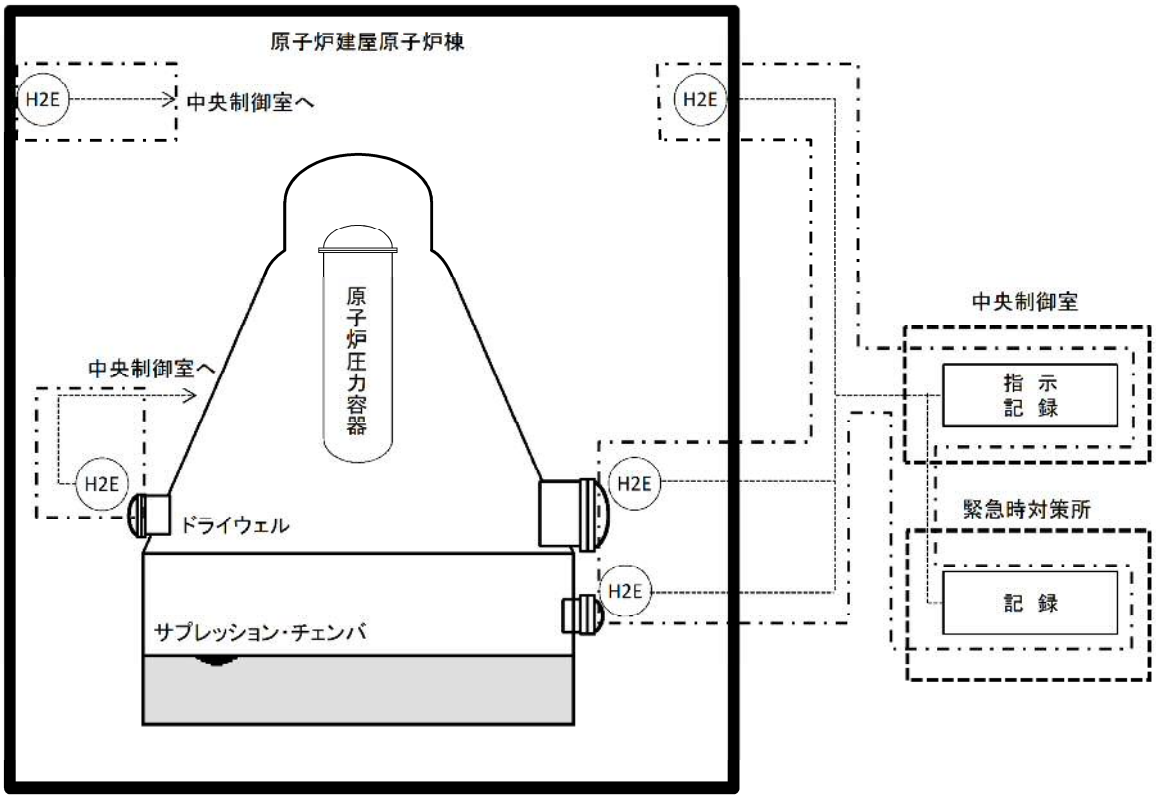
第1.10－8図　原子炉建屋ガス処理系による水素排出　タイムチャート



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

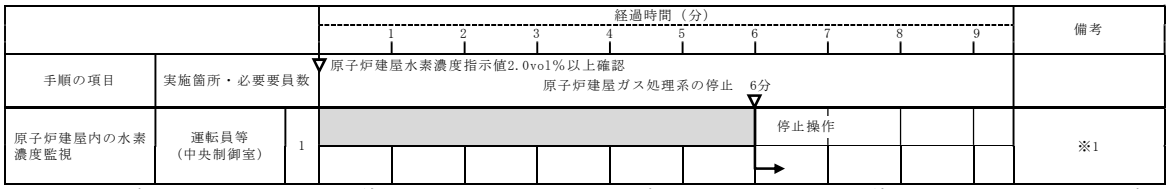
第1.10－9図　原子炉建屋内の水素濃度監視　概要図（1／2）



凡例

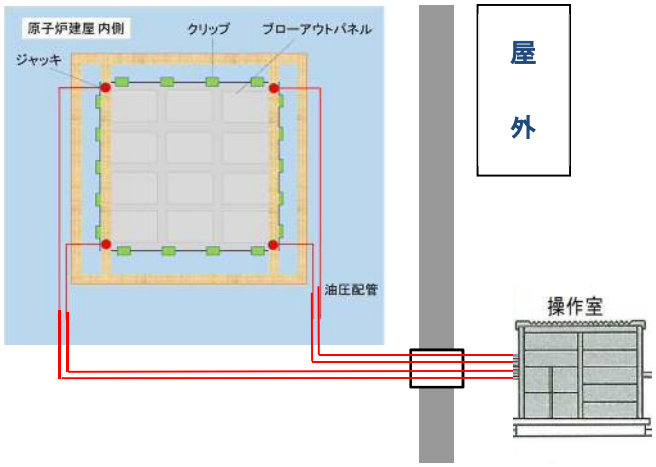
H2E	水素濃度検出器
	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.10－9図　原子炉建屋内の水素濃度監視　概要図（2／2）

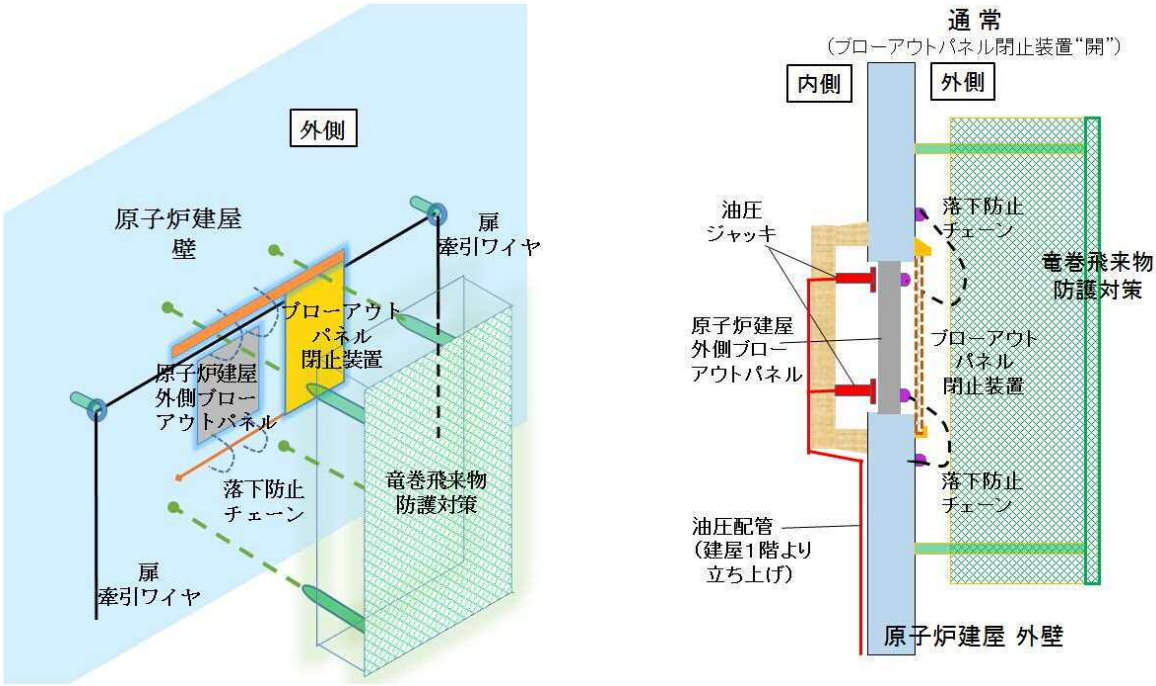


※1：原子炉建屋ガス処理系Ａ系の停止を示す。また，原子炉建屋ガス処理系Ｂ系の停止については，原子炉建屋ガス処理系の停止まで６分以内で可能である。

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

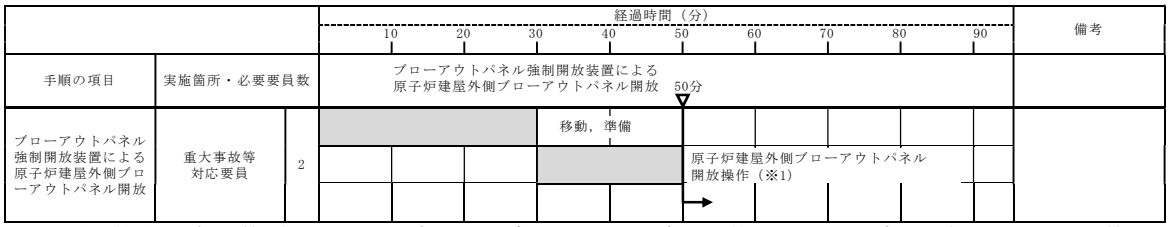


【ブローアウトパネル強制開放装置】



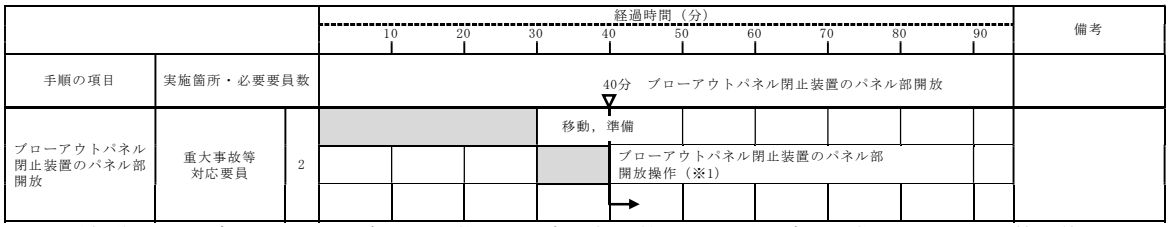
【ブローアウトパネル閉止装置】

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



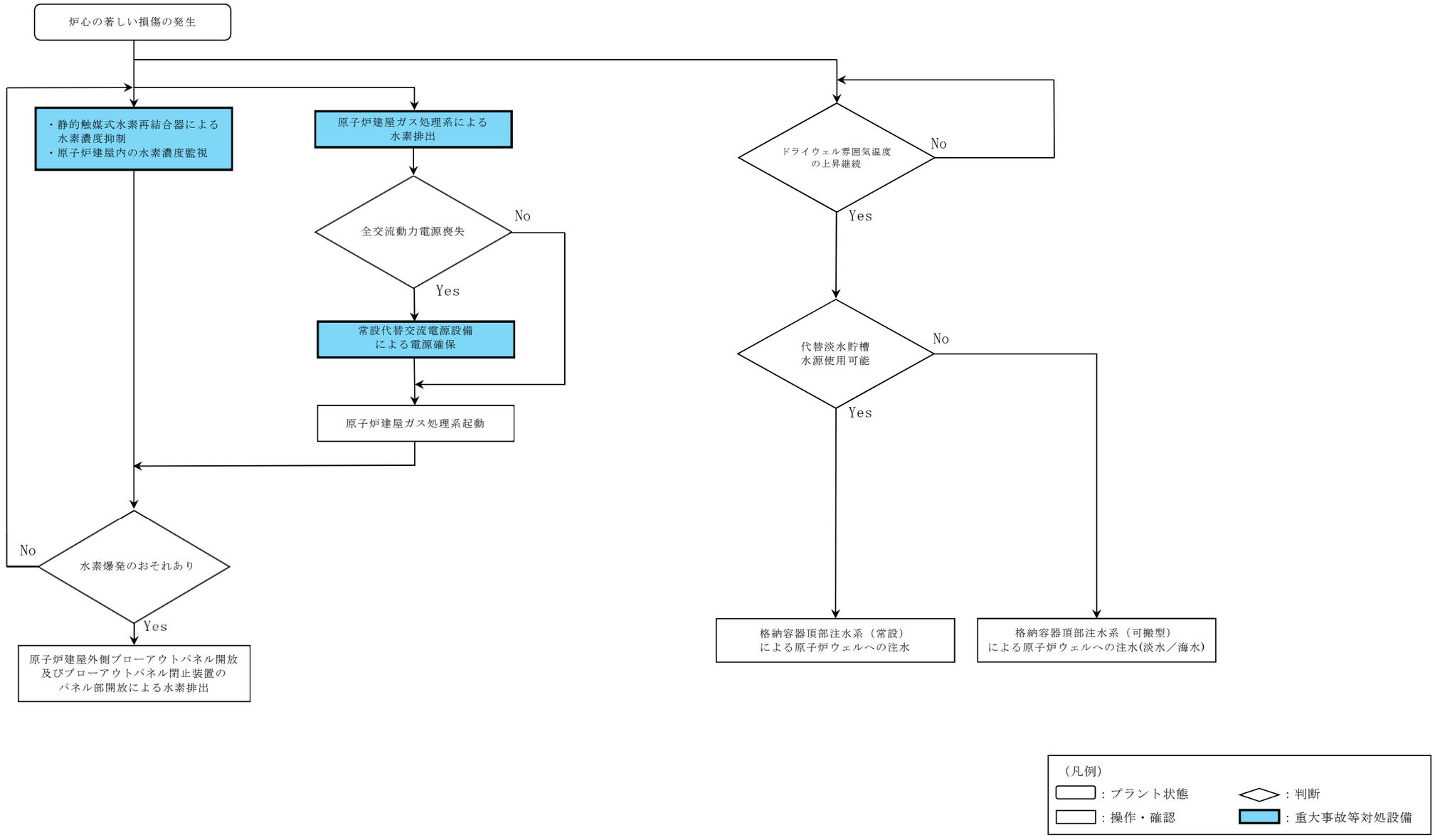
※1：手動開放油圧ポンプ操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放まで 20 分以内で可能である。工具等の使用により変更の可能性がある。

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／5）

技術的能力審査基準（1.10）	番号	設置許可基準規則（第 53 条）	技術基準規則（第 68 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉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。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉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設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉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設備を施設しなければならない。	④
【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。	—	【解釈】 1 第 53 条に規定する「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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第 68 条に規定する「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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
a)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。	②	a)水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。	a)水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。	⑤
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。	③	b)想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。	b)想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。	⑥
		c)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	c)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／5）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
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	新設	④ ① ⑤ ② ⑦ ③	－	－	－
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	新設				
	原子炉建屋原子炉棟	既設				
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	新設	④ ① ⑥ ② ⑦ ③	－		
	－	－				
代替電源設備による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ④ ⑦	－		
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
－	－	－	－	－	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
						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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／5）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
－	－	－	－	－	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	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
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	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑦	－	原子炉建屋外側プ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
	非常用ガス再循環系排風機	既設				ブローアウトパネル強制開放装置
	非常用ガス処理系フィルタトレイン	既設				ブローアウトパネル閉止装置
	非常用ガス再循環系フィルタトレイン	既設				ブローアウトパネル開閉状態表示
	非常用ガス処理系配管・弁	既設				可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
	非常用ガス再循環系配管・弁	既設				ホース
	非常用ガス処理系排気筒	既設				放水砲
	非常用交流電源設備	既設				燃料給油設備
	常設代替交流電源設備	新設			－	－
	燃料給油設備	既設 新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／5）

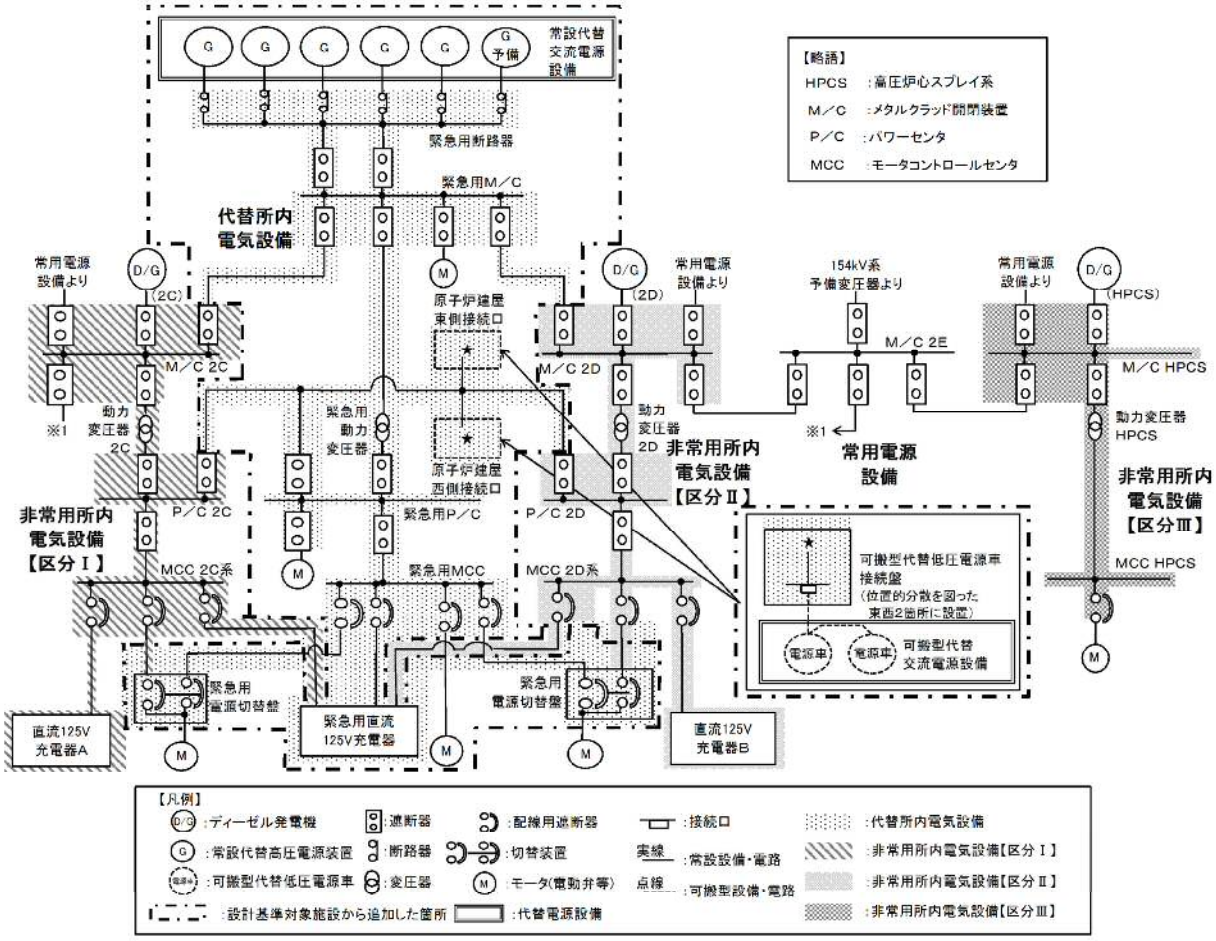
技術的能力審査基準（1.10）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する手段として，原子炉建屋水素濃度により水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し，原子炉建屋ガス処理系による水素排出に必要な手順等を整備する。また，静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制に必要な手順等を整備する。
【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。	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手段として，原子炉建屋水素濃度により水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し，原子炉建屋ガス処理系により水素を排出し，水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器により水素濃度の上昇を抑制するために必要な手順等を整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／5）

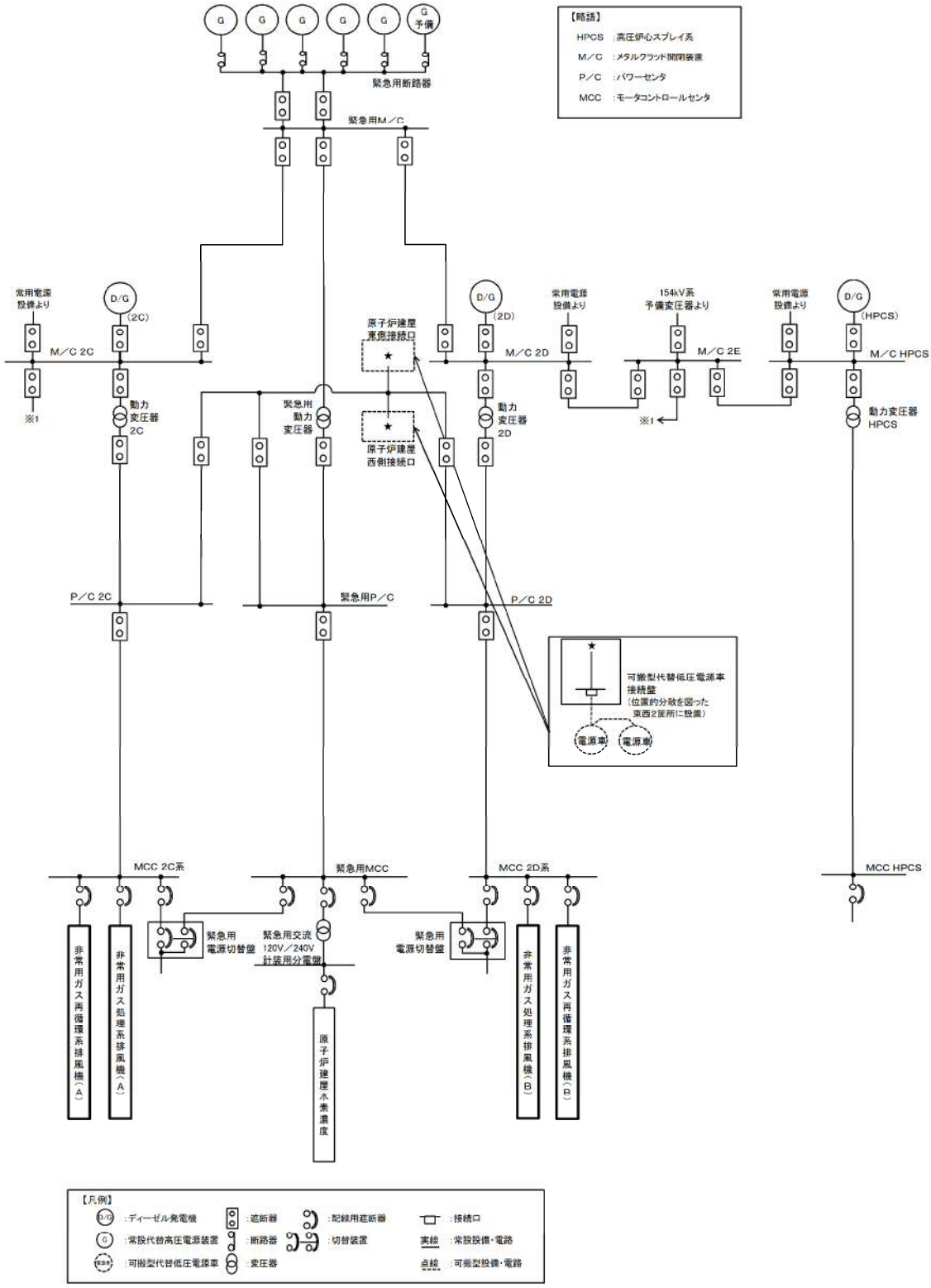
技術的能力審査基準（1.10）	適合方針
b）水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生し，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合においても，原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な設備（原子炉建屋ガス処理系，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度）へ代替電源設備（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により給電する手順を整備する。 なお，電源の供給に関する手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

自主対策設備仕様

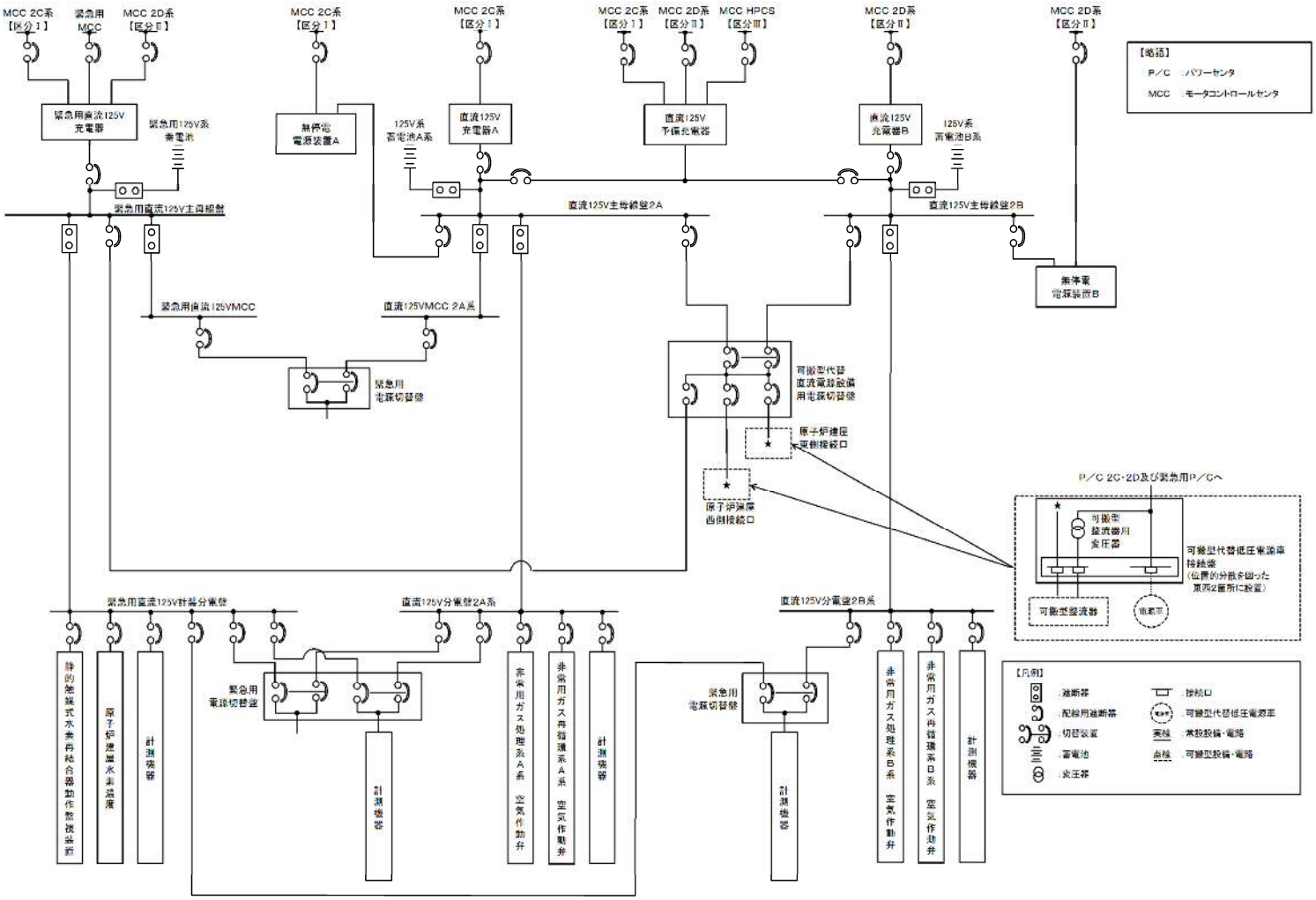
機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
常設低圧代替注水系ポンプ	常設	Sクラス	約 200m^3／h (1 台当たり)	約 200m	2 台
可搬型代替注水中型ポンプ （格納容器頂部注水系（可搬型）として使用）	可搬	Sクラス※1	約 210m^3／h (1 台当たり)	約 100m	5 台
可搬型代替注水大型ポンプ （格納容器頂部注水系（可搬型）として使用）	可搬	Sクラス	約 1,320m^3／h (1 台当たり)	約 140m	4 台



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第２図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第３図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1．格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

(1) 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（淡水／海水）

ａ．操作概要

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必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確保した後，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原子炉ウェルに送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び操作時間

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として，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・ホース敷設準備：20分※2（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※2：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

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

操作性　：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。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，Ｐ

ＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

2．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

(1)　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．操作概要

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放が必要な状況において，操作場所まで移動し，ブローアウトパネル強制開放装置を使用して原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放操作を実施する。

ｂ．作業場所

現場（二次格納施設外）

ｃ．必要要員数及び操作時間

ブローアウトパネル強制開放装置を使用した原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放操作に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（重大事故等対応要員 2 名）

所要時間目安※1：原子炉建屋外側ブローアウトパネル 1 箇所開放まで 50 分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は 50 分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備，移動：30分（放射線防護具着用を含む）

・原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放操作：20分※2

※2：工具等の使用により変更の可能性がある。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

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

操作性　：ブローアウトパネル強制開放装置設置後，模擬訓練を行い操作性について検証する。

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

(2)　ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放

ａ．操作概要

ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放が必要な状況において，操作場所まで移動し，ブローアウトパネル閉止装置を使用してパネル部の開放操作を実施する。

ｂ．作業場所

現場（二次格納施設外）

ｃ．必要要員数及び操作時間

ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（重大事故等対応要員 2 名）

所要時間目安※1：パネル部 1 箇所開放まで 40 分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は 40 分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間。

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備，移動：30分（放射線防護具着用を含む）

・ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放操作：10分※2

※2：工具等の使用により変更の可能性がある。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

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

操作性　：ブローアウトパネル閉止装置設置後，模擬訓練を行い操作性について検証する。

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

常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の 5 つの機能に期待している。

- 原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を防止するための低圧代替注水機能
- 格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能
- 格納容器内での溶融炉心の冷却のためのペデスタル（ドライウェル部）注水機能
- 格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを抑制するための格納容器頂部注水機能
- 使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための代替使用済燃料プール注水機能

2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

(1) 単一の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは，各注水先の最大流量を包絡する注水量を確保できる設計としている。

常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成は，中央制御室からの遠隔操作により行い，現場操作は不要である。また，各注水先へ注水する際の操作の相違点は，開操作する弁の違いのみであり，各弁の操作も中央制御室からの遠隔操作が可能であることから，困難な操作はない。

このように，常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確保については問題ないと考えられる。

(2)　複数の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは，複数個所への同時注水を想定したものとなっており，想定する同時注水の組合せで必要流量が確保できる設計としている。また，想定する同時注水の組合せで，重大事故等による影響の緩和が可能であることを有効性評価にて示している。

①原子炉注水と格納容器スプレイ

大破断ＬＯＣＡが発生し，非常用炉心冷却系からの注水に失敗した場合，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは，原子炉注水 230m^3／h，格納容器スプレイ 130m^3／h であるが，この条件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに，この流量が確保できる設計としている。なお，上記以外の同時注水については，原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため，上記注水流量を超えることはない。

②原子炉注水とペデスタル（ドライウェル部）注水

大破断ＬＯＣＡが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に成功した場合，原子炉水位Ｌ０到達後に格納容器冷却を停止し，原子炉注水とペデスタル（ドライウェル部）の水張りを実施する。この場合の最大流量の組合せは，原子炉注水として崩壊熱相当の流量，ペデスタル（ドライウェル部）の水張りとして 80m^3／h であるが，この条件で炉心の冷却及びペデスタル（ドライウェル部）の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに，この流量が確保できる設計としている。

③格納容器スプレイとペデスタル（ドライウェル部）注水

原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器が破損する場合，格納容器スプレイとペデスタル（ドライウェル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは，格納容器スプレイ 300m^3／h，ペデスタル（ドライウェル部）注水 80m^3／h であるが，この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに，この流量を確保できる設計としている。

④その他注水先の組合せ

その他の組合せとして，格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは，間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため，①，②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため，対応が可能である。

また，複数の注水先に注水するための操作については，各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により，炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。

以上より，常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保についても問題ないと考えられる。

3．常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた手段に加え，アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。また，格納容器スプレイについては，代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），ペデスタル（ドライウェル部）注水については格納容器下部注水系（可搬型），格納容器頂部注水につ

いては格納容器頂部注水系（可搬型），使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプ及び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）によって機能を補うことも可能である。このように，常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。

常設低圧代替注水系ポンプ，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を使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，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を使用した注水については，原子炉，原子炉格納容器，ペデスタル（ドライウェル部），原子炉格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第 1 表及び第 2 表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，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注水先の組み合わせケースを第 3 表から第 7 表に示す。

第1表　有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11
230m^3／h	130m^3／h	－	－	－
－	300m^3／h	80m^3／h	－	－
50m^3／h	130m^3／h	－	－	114m^3／h

第2表　有効性評価で考慮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使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11
50m^3／h	130m^3／h	－	－	－
50m^3／h	130m^3／h	－	－	16m^3／h

第3表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m³／h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m³／h	130m³／h	－	－	114m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階	50m³／h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，ＬＯＣＡ時注水機能喪失

第4表　設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m³／h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m³／h	130m³／h	－	－	114m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階※	50m³／h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表　全交流動力電源喪失（24時間継続）時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を使用する場合

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m³／h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	50m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m³／h	130m³／h	－	－	16m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（ＬＯＣＡ起因による炉心損傷事象）

	47条／1.4	49条／1.6	51条／1.8	53条／1.10	54条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m³／h	130m³／h	－	－	－	・ＬＯＣＡが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに原子炉格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m³／h	130m³／h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m³／h	130m³／h	－	－	114m³／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階※	50m³／h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

第 7 表　原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47 条／1.4	49 条／1.6	51 条／1.8	53 条／1.10	54 条／1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉圧力容器破損段階	－	300m^3／h	80m^3／h	－	－	・設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器の破損に至った場合に，原子炉格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	－	130m^3／h	80m^3／h	－	－	・ペデスタル（ドライウェル部）注水はペデスタル（ドライウェル部）の水位維持時の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	－	－	80m^3／h	－	114m^3／h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

添付資料1.10.6

原子炉建屋ガス処理系の水素爆発防止対策について

1．原子炉建屋ガス処理系系統内での水素爆発を防止する運用

原子炉建屋ガス処理系は，原子炉格納容器が健全である場合，水素排出設備として十分な性能を有しているものの，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の異常な漏えいが発生し，原子炉建屋ガス処理系の水素排出能力を超える場合には，原子炉建屋内の水素濃度が上昇し，原子炉建屋ガス処理系系統内で水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある。そのため，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の異常な漏えいが発生し，原子炉建屋内の水素濃度が 2.0vol％※に到達した場合，原子炉建屋ガス処理系を停止する運用とすることで，動的機器を含む系統内での水素爆発を防止する。

※：ＧＯＴＨＩＣ解析によって，原子炉格納容器が健全である場合の原子炉建屋原子炉棟における最大水素濃度が約 0.3vol％程度であること，原子炉建屋水素濃度の最大計測誤差が±0.25vol％であること及び静的触媒式水素再結合器は，水素濃度 1.5vol％までに起動することから，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の異常な漏えいが発生し，原子炉建屋ガス処理系系統内での水素爆発のおそれがあることの判断基準として，原子炉建屋水素濃度 2.0vol％を設定している。

2．原子炉建屋ガス処理系系統内での水素滞留について

原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系は，1 台当たり約 3,570m^3／h，非常用ガス再循環系は，1 台当たり 17,000m^3／h の容量を有しており，また，一旦混合されたガスにおいて，水素が局所的に濃縮され滞留する状況とはならないことから，系統内での水素爆発のおそれはない。

さらに，水素濃度が高くなると考えられる原子炉格納容器トップヘッドフランジ部及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部が存在する区画の天井付近に設置した水素濃度計により原子炉建屋ガス処理系の停止を判断するため，原子炉建屋ガス処理系系統内で水素濃度 2.0vol％を超えることはなく，水素爆発のおそれはない。

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順			判断基準記載内容	解釈
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	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	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
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		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）	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	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
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
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	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
		b．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
	(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視	－	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
	(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	原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%に到達後	原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%に到達後

操作手順の解釈一覧

手順			操作手順記載内容	解釈
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	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	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
			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	低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）で約20m^3／hまで上昇
			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	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（約50m^3）
		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）	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	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）で約20m^3／hまで上昇
			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	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（約50m^3）
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	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	非常用ガス再循環系空気流量が約17,000m^3／h及び非常用ガス処理系空気流量が約3,570m^3／hまで上昇
		b．全交流動力電源が喪失した場合の操作手順	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	非常用ガス再循環系空気流量が約17,000m^3／h及び非常用ガス処理系空気流量が約3,570m^3／hまで上昇
	(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視	－	原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階の水素濃度が2.0vol％に到達	原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階の水素濃度が非常用ガス処理系運転中の場合の停止判断基準である2.0ol％に到達
			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	原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度指示値が原子炉建屋ガス処理系の停止判断基準である2.0vol％に到達

操作の成立性の解釈一覧

手順			操作の成立性記載内容	解釈
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	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	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200℃以下
		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）	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	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200℃以下

弁番号及び弁名称一覧

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
ウェル注水弁	（ウェル注水弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
	（ウェル注水弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
ウェル注水流量調節弁	（ウェル注水流量調節弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
	（ウェル注水流量調節弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
原子炉建屋西側接続口の弁	（原子炉建屋西側接続口の弁）※1	－	屋外
原子炉建屋東側接続口の弁	（原子炉建屋東側接続口の弁）※1	－	屋外
高所西側接続口の弁	（高所西側接続口の弁）※1	－	屋外
高所東側接続口の弁	（高所東側接続口の弁）※1	－	屋外
非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁	FRVS原子炉建屋通常排気系隔離ダンパ	SB2-12A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス再循環系系統入口弁	FRVS SGTS系入口ダンパ	SB2-4A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁	FRVSトレイン（A）/（B）入口ダンパ	SB2-5A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁	FRVSトレイン（A）/（B）出口ダンパ	SB2-7A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁	SGTSトレイン（A）/（B）入口ダンパ	SB2-9A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁	SGTSトレイン（A）/（B）出口ダンパ	SB2-11A/B（AO）	中央制御室
非常用ガス再循環系系統再循環弁	FRVS循環ダンパ	SB2-13A/B（AO）	中央制御室

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

添付資料 1.10.8

手順のリンク先について

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ついて，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1．1.10.2.2(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

・放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順

＜リンク先＞　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

2．1.10.2.3　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

・代替電源設備により給電する手順

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

3．1.10.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

・放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順

＜リンク先＞　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

・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

＜リンク先＞　1.13.2.1(5) 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）

1.13.2.1(6) 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）

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）

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）

・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

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.3(1) a．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流

電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) a．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) b．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.6(1) a．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.6(1) b．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

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

1.14.2.7(3)　軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失

1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失

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

添付資料1.11.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.11.2　自主対策設備仕様

添付資料1.11.3　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.11.4　重大事故対策の成立性

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（淡水／海水）

(1)　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（淡水／海水）

(2)　系統構成

2. 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注水及びスプレイ（淡水／海水）

(1)　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（淡水／海水）

3. 消火系による使用済燃料プールへの注水

(1)　消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水

(2)　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

4. 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スプレイ（淡水／海水）

(1)　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による送水（淡水／海水）

5. 漏えい緩和

(1)　使用済燃料プール漏えい緩和

6. 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)　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送水（海水）

添付資料1.11.5　使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(1)

添付資料1.11.6　使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(2)
添付資料1.11.7　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について
添付資料1.11.8　解釈一覧
添付資料1.11.9　手順のリンク先について

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。

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止することができる。

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

（添付資料1.11.2）

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。

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し，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。

（添付資料1.11.2）

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。

（添付資料1.11.1）

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

d．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。

（添付資料1.11.1）

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

（添付資料 1.11.2）

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。

（添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

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。

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

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。

（添付資料 1.11.4，添付資料 1.11.5，
添付資料 1.11.6，添付資料 1.11.7）

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。

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

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。

（添付資料1.11.4）

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。

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.7）

(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。

（添付資料1.11.4）

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。

（添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

(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。

（添付資料1.11.4）

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）

<table>
<tr><th colspan="2">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="5">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</td></tr>
<tr><td rowspan="5">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</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>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</td></tr>
<tr><td>電源</td><td>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</td></tr>
<tr><td>水源の確保</td><td>代替淡水貯槽水位</td></tr>
<tr><td rowspan="3">操作</td><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</td></tr>
<tr><td>補機監視機能</td><td>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）</td></tr>
<tr><td>水源の確保</td><td>代替淡水貯槽水位</td></tr>
</table>

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

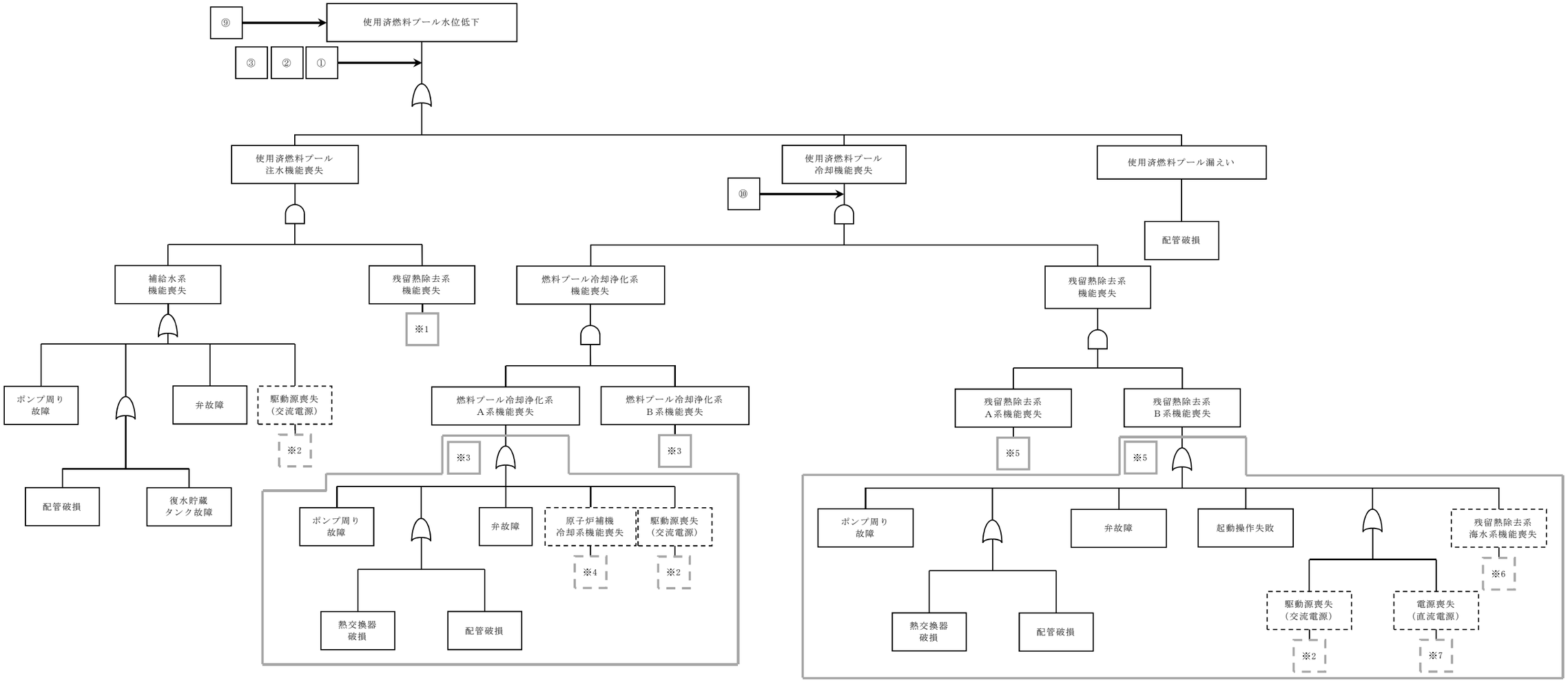
①：常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水

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

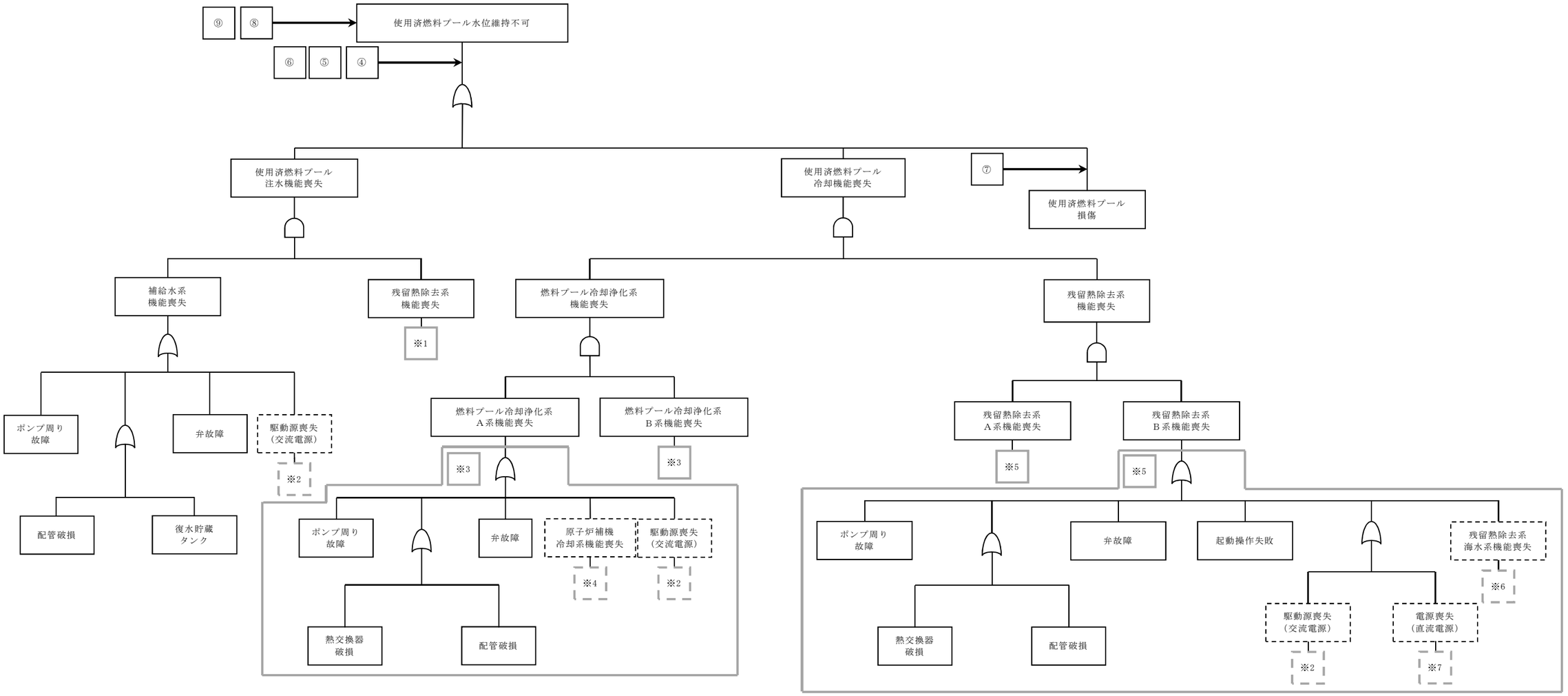
：フロントライン系

：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

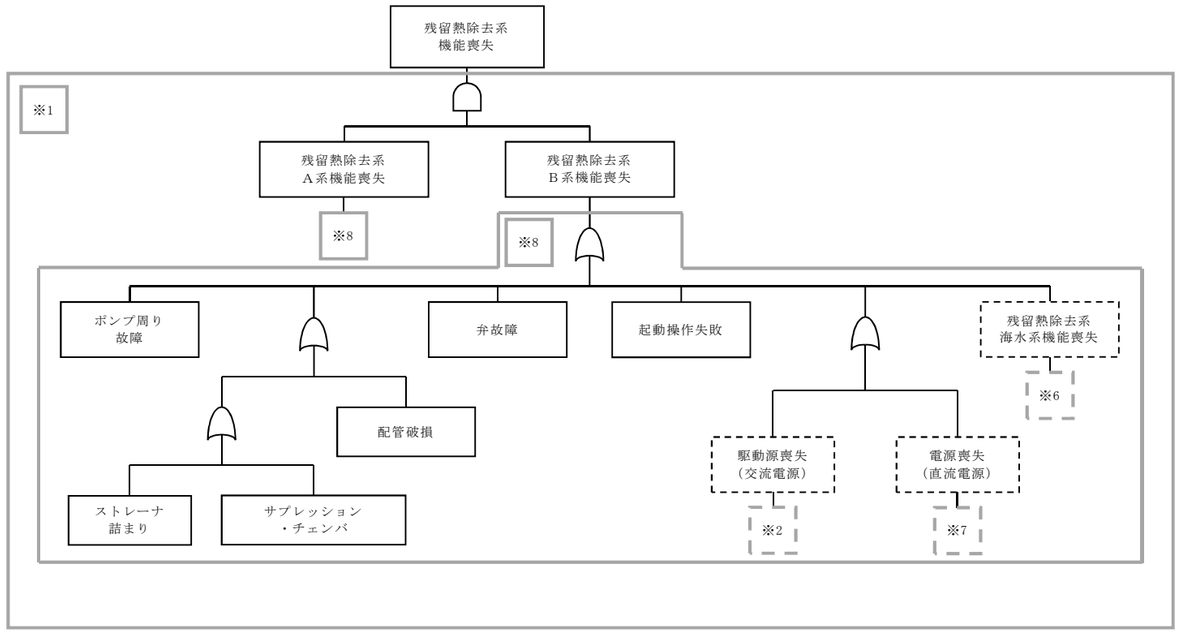
：サポート系の代替設備・手段による対応

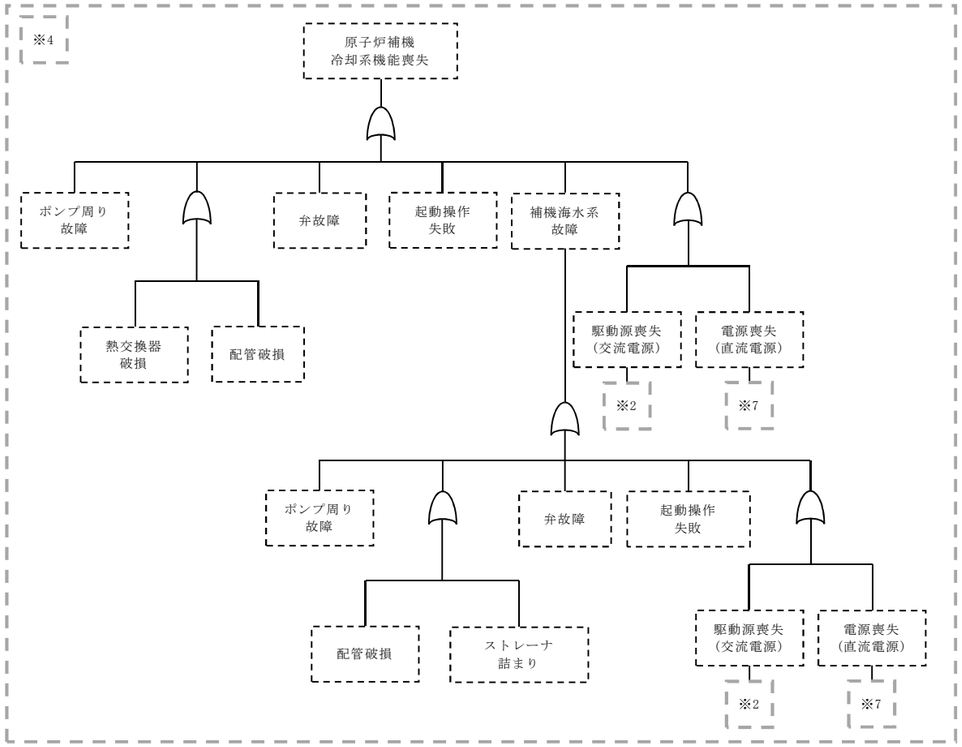
（略語）

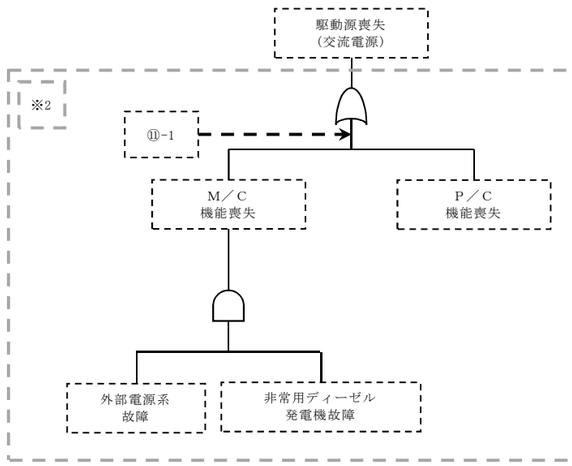
M／C：メタルクラッド開閉装置

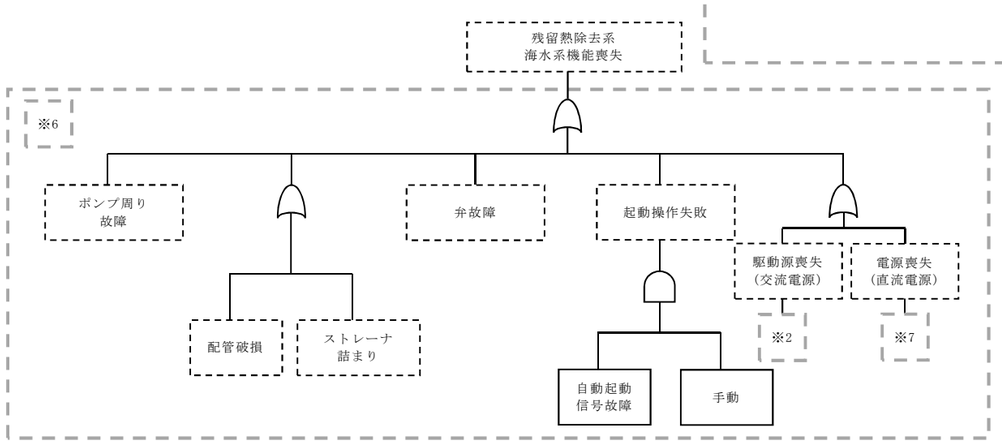
P／C：パワーセンタ

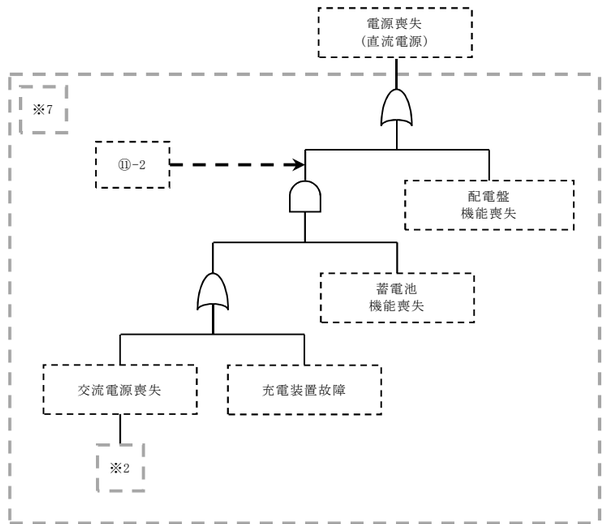
サポート系故障時の対応手段
⑪-1：代替電源による給電【交流】
⑪-2：代替電源による給電【直流】



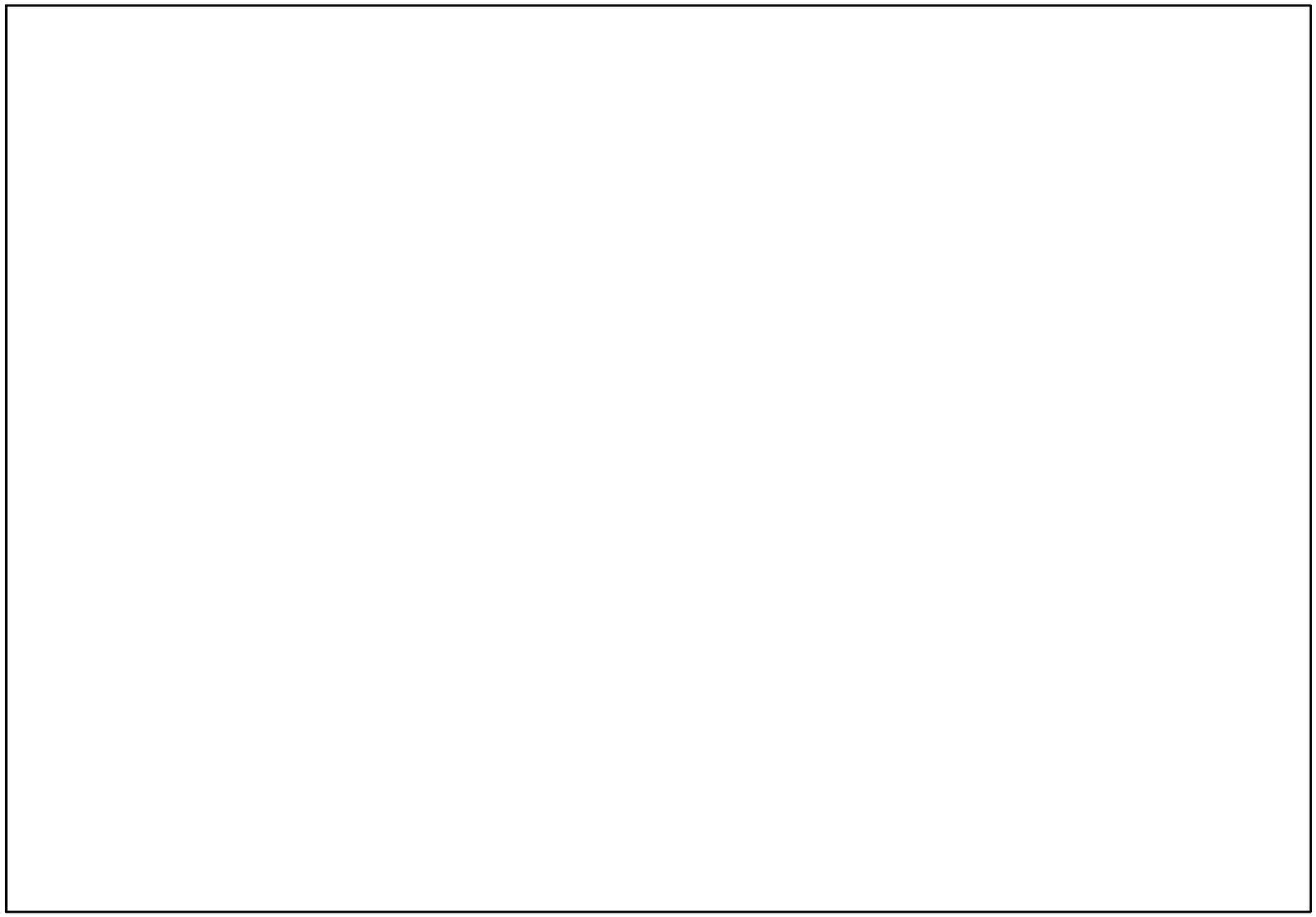




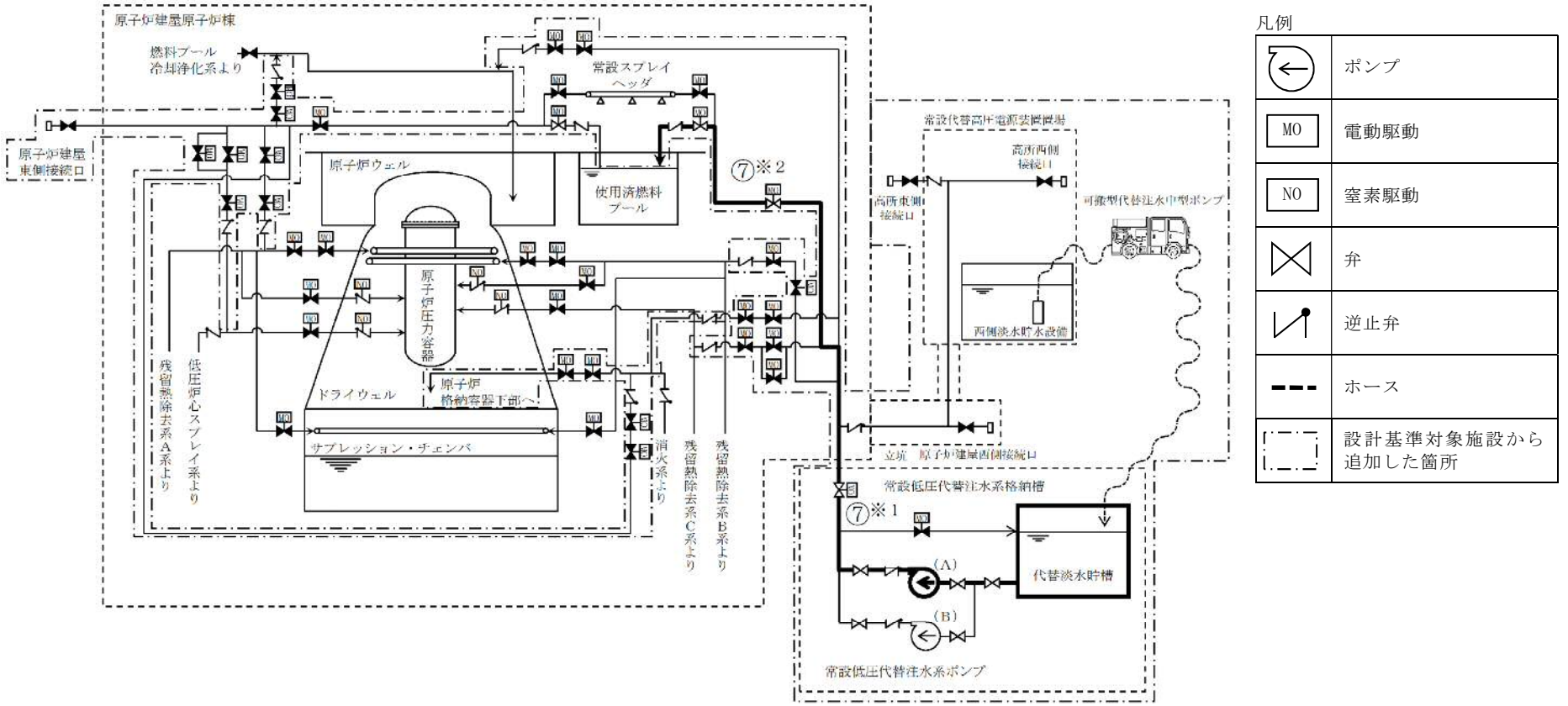




第1.11－1図　機能喪失原因対策分析（3／3）



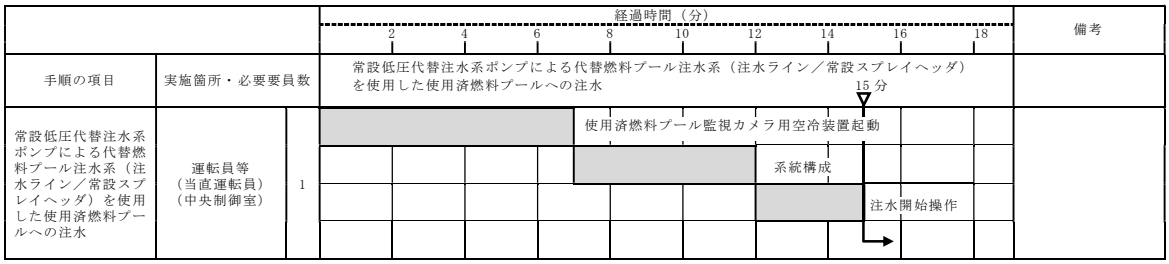
第1.11－2図　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」における対応フロー



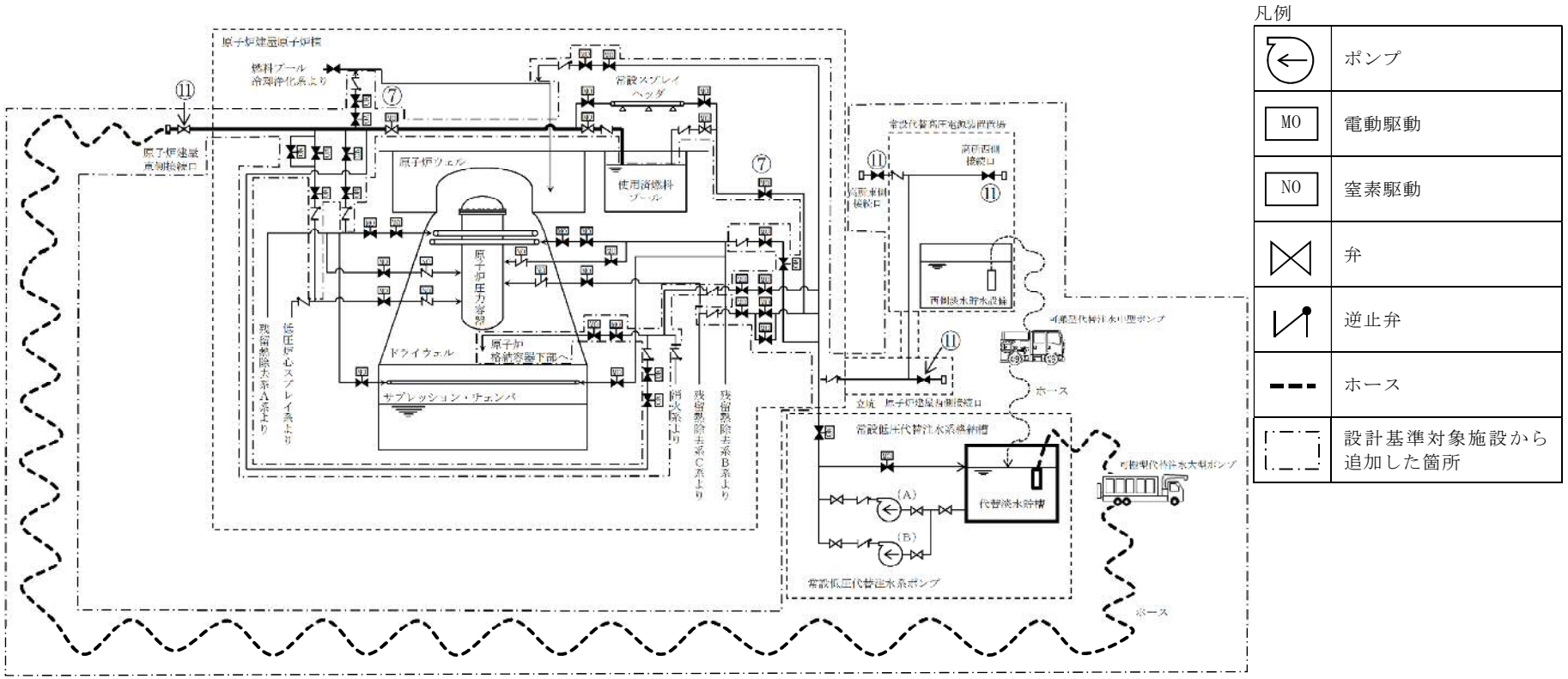
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦※1	常設低圧代替注水系系統分離弁	⑦※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁

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



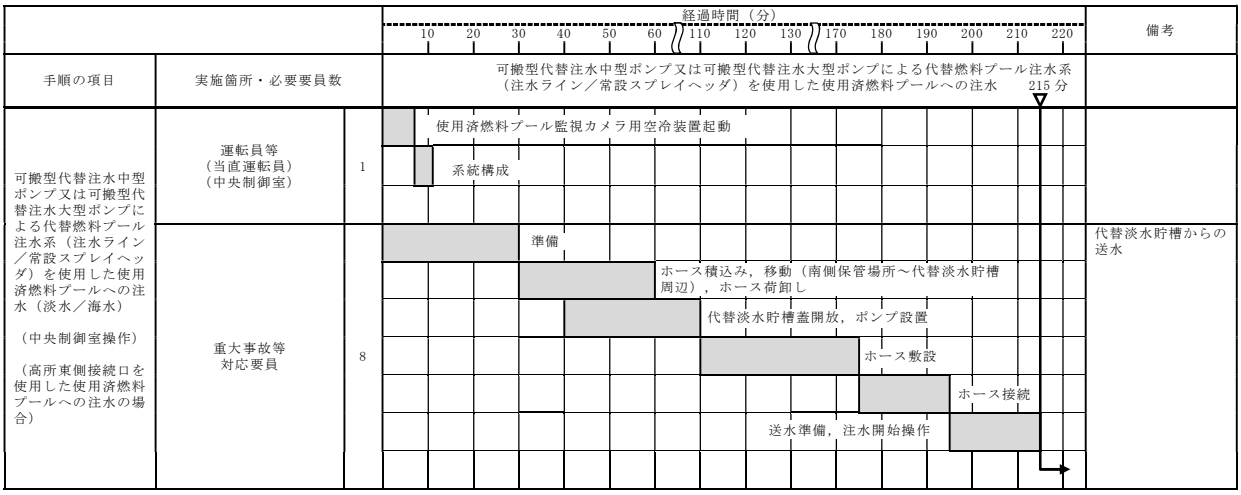
第1.11－4図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水　タイムチャート

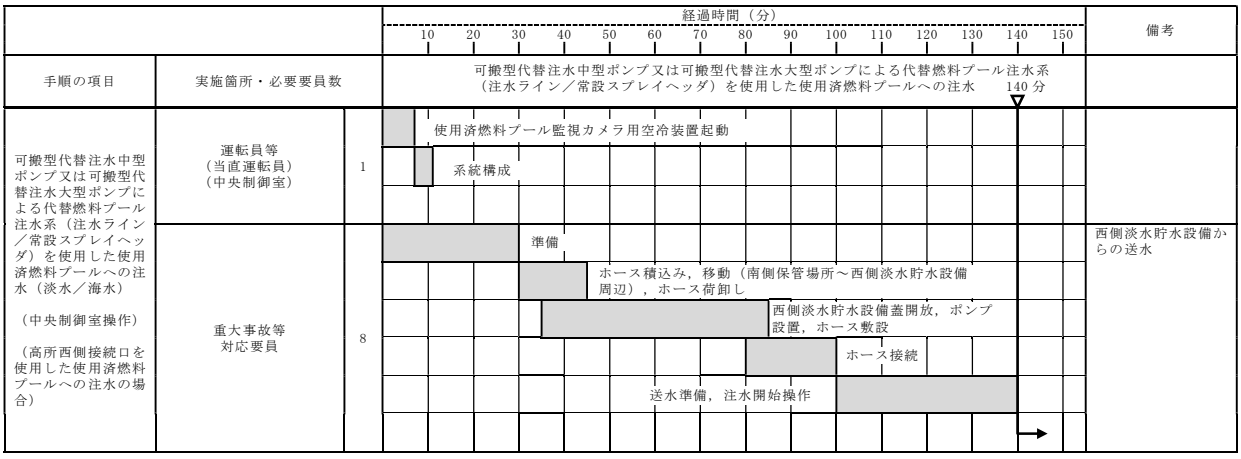


操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑪	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁，高所東側接続口の弁，高所西側接続口の弁

記載例　○：操作手順番号を示す。

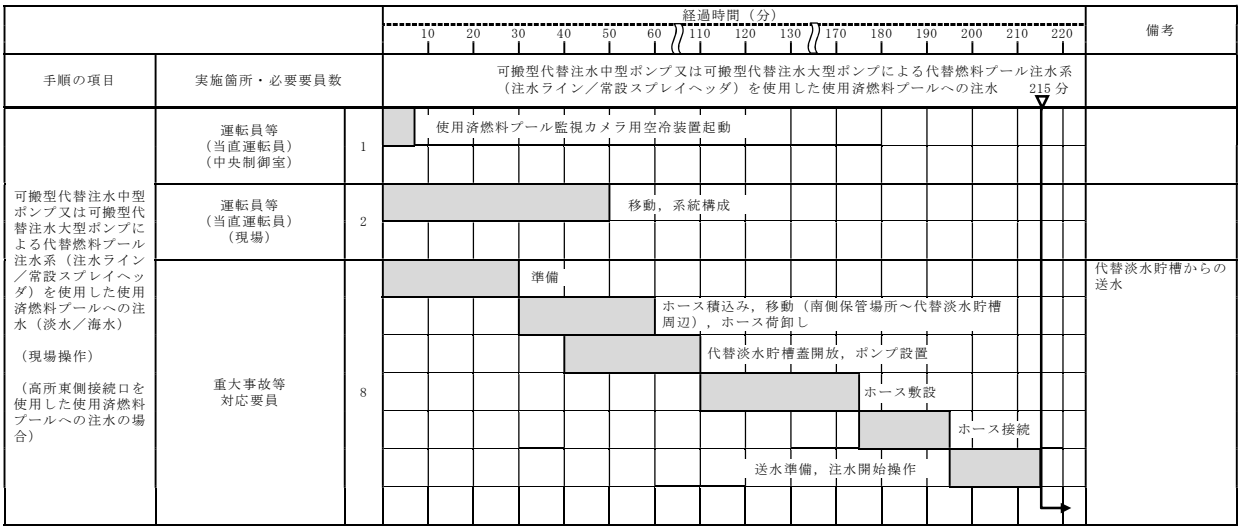
第1.11－5図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　概要図

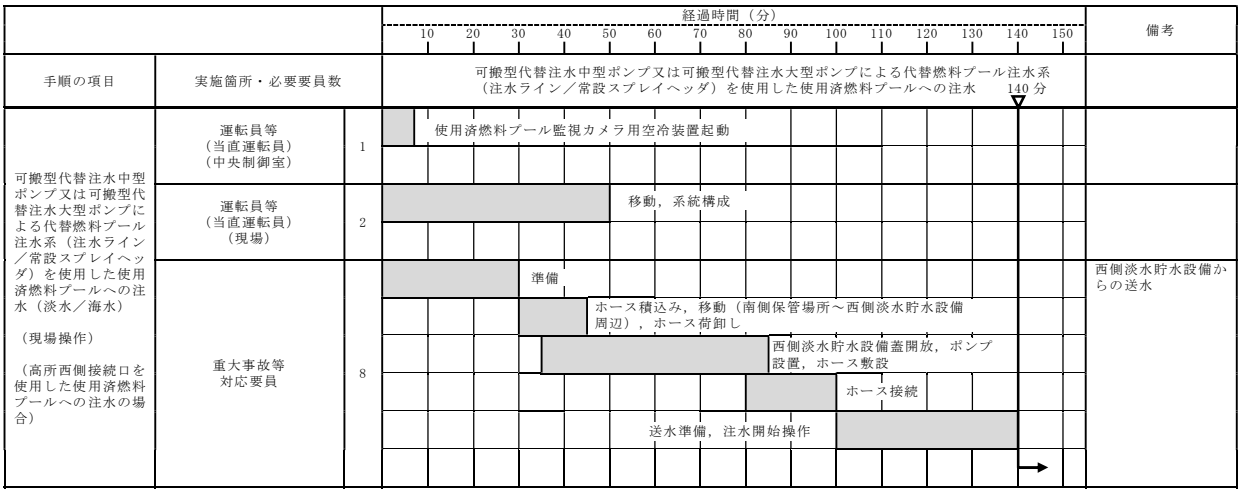




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

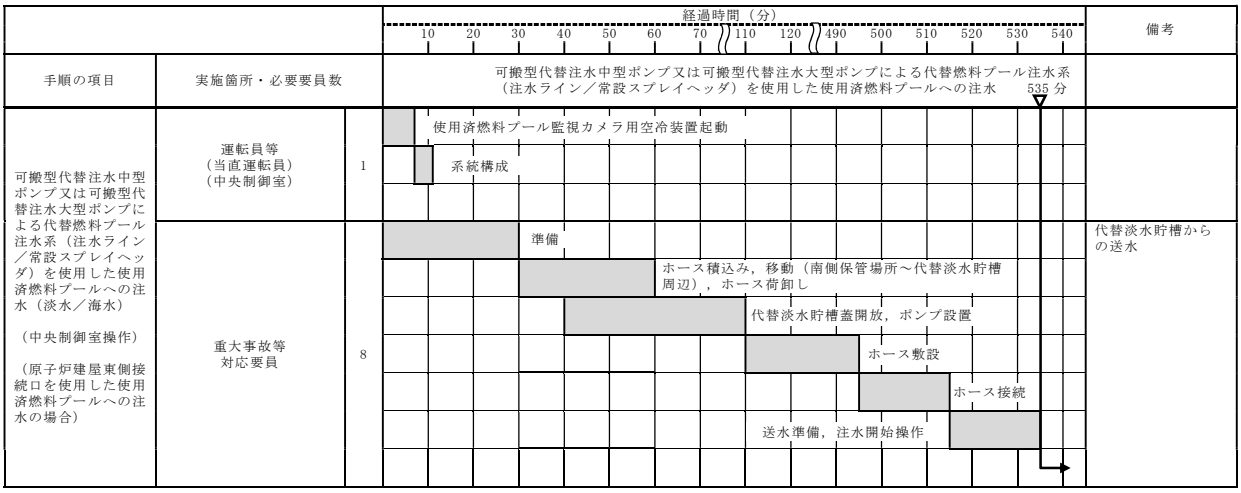
第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（1／4）

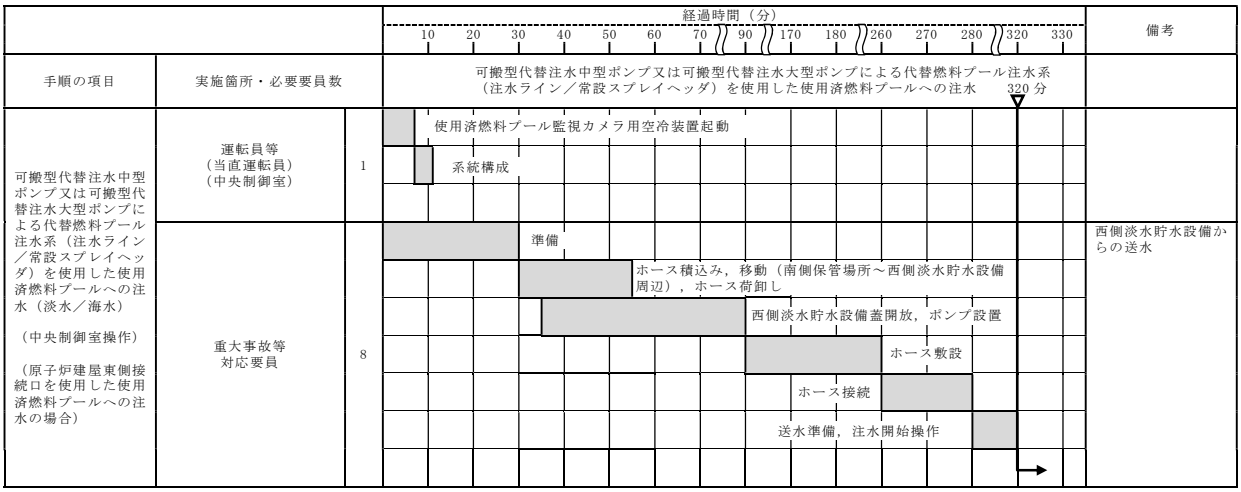




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

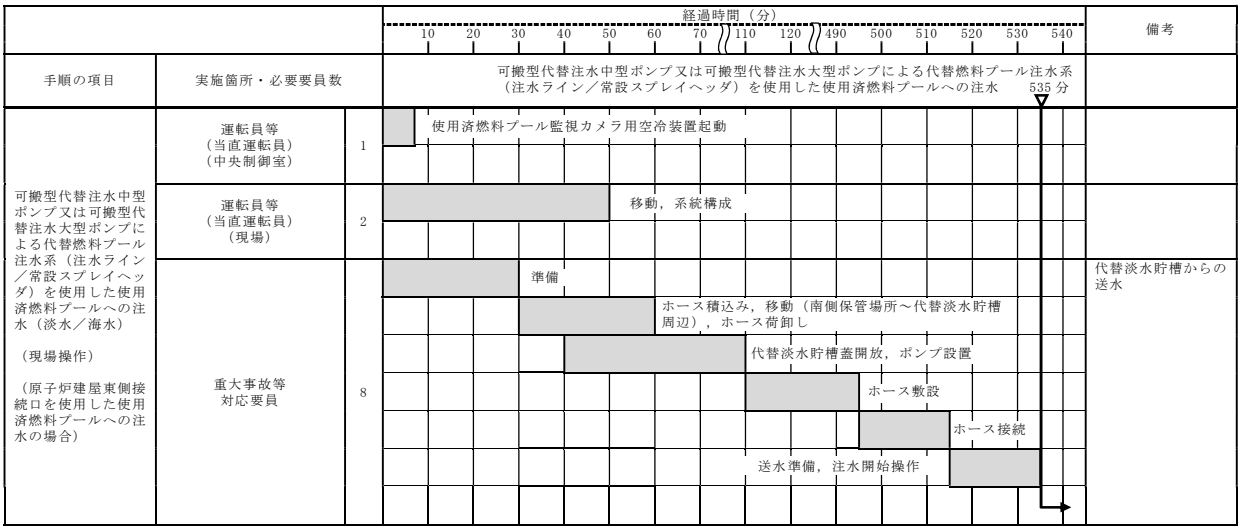
第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（2／4）

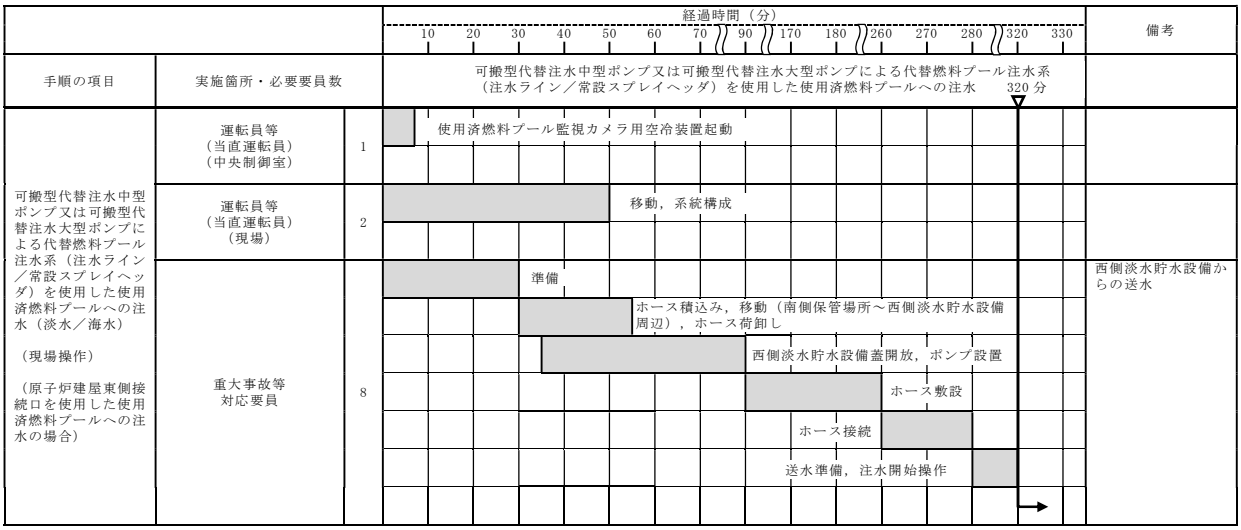




【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

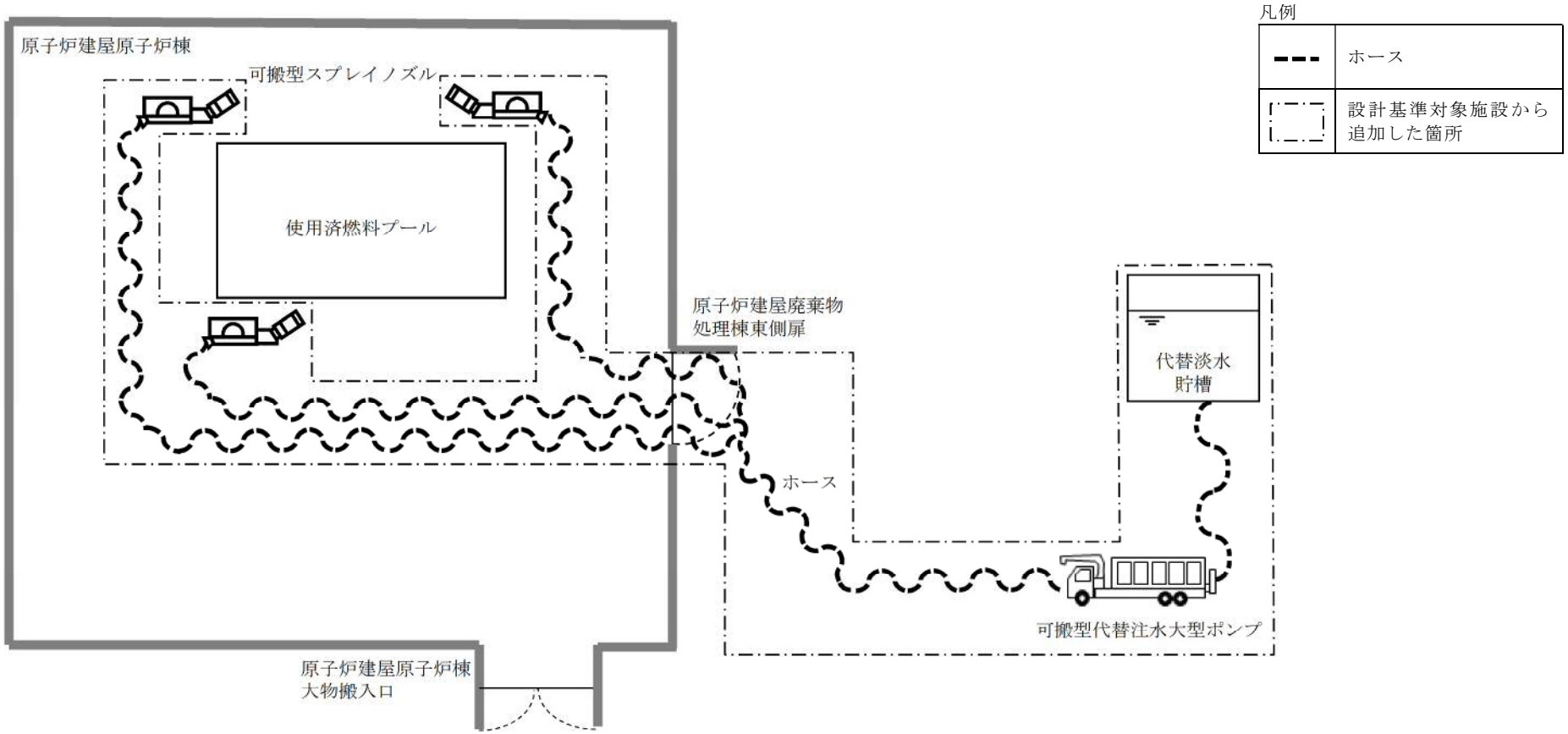
第1.11－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　タイムチャート（3／4）



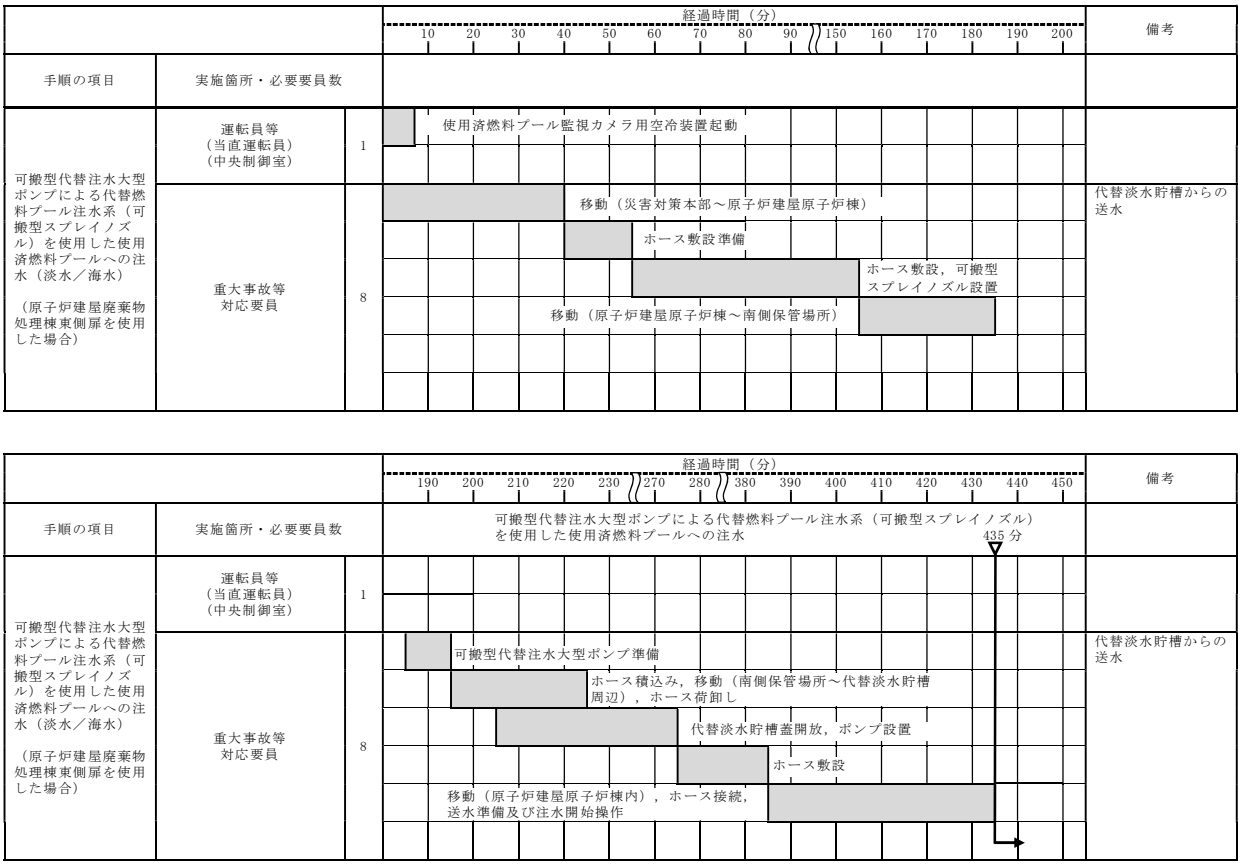


【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

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）

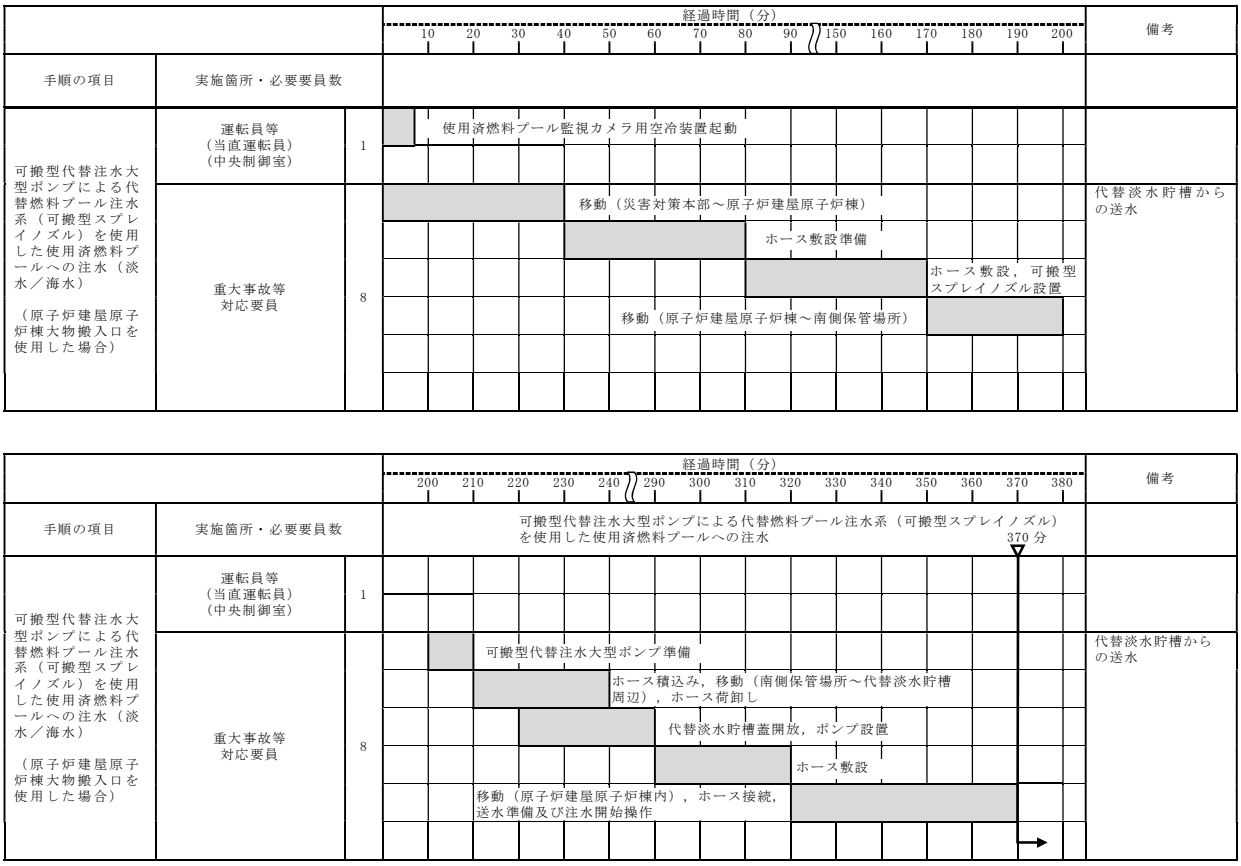


第1.11－7図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）　概要図



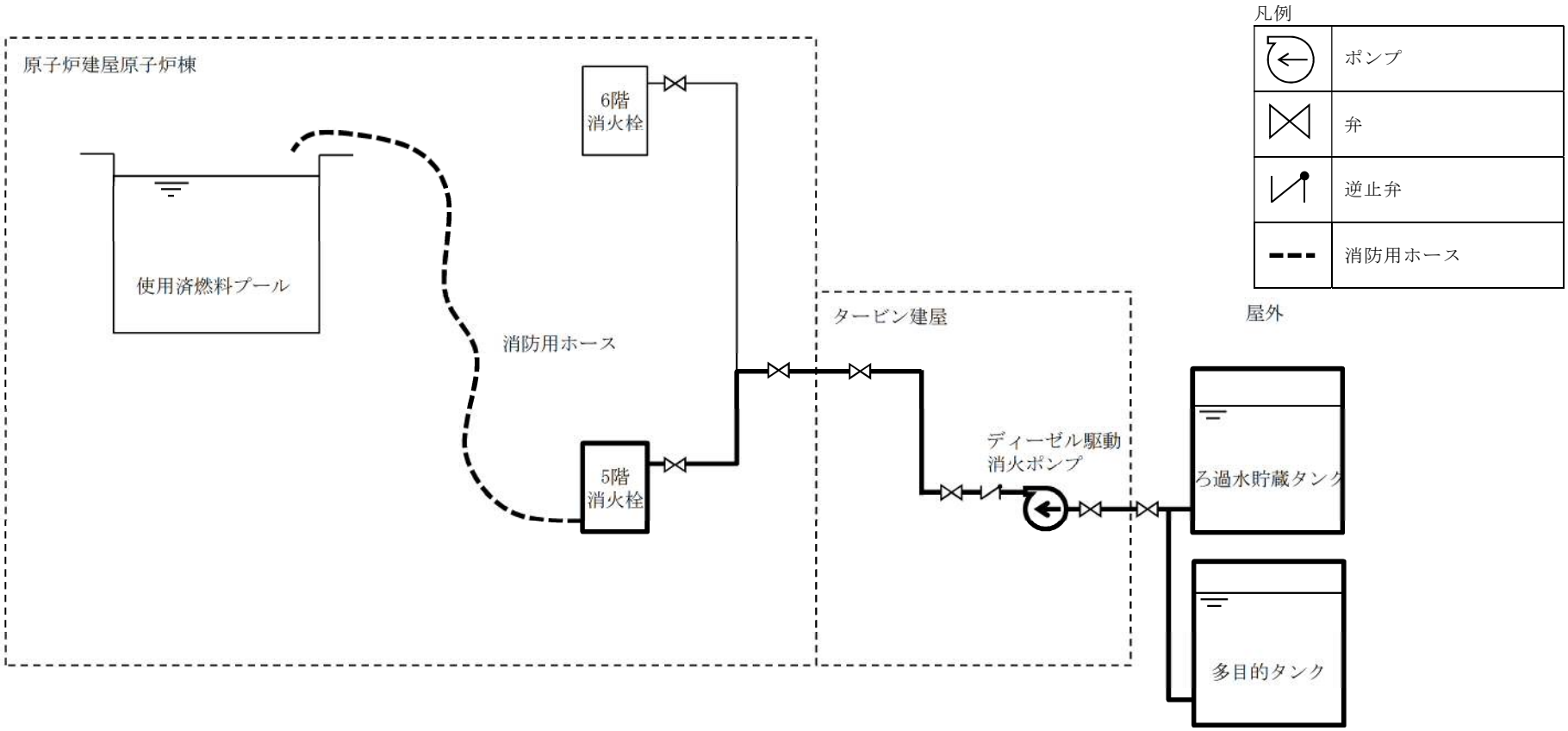
【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

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）



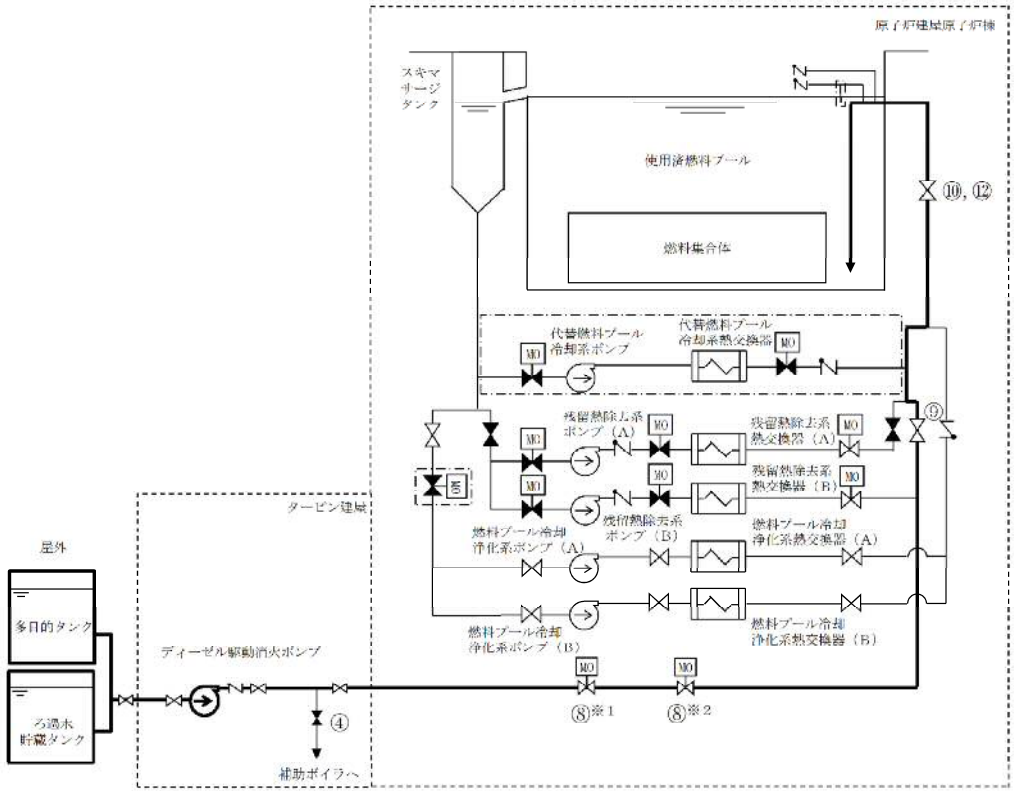
【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

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

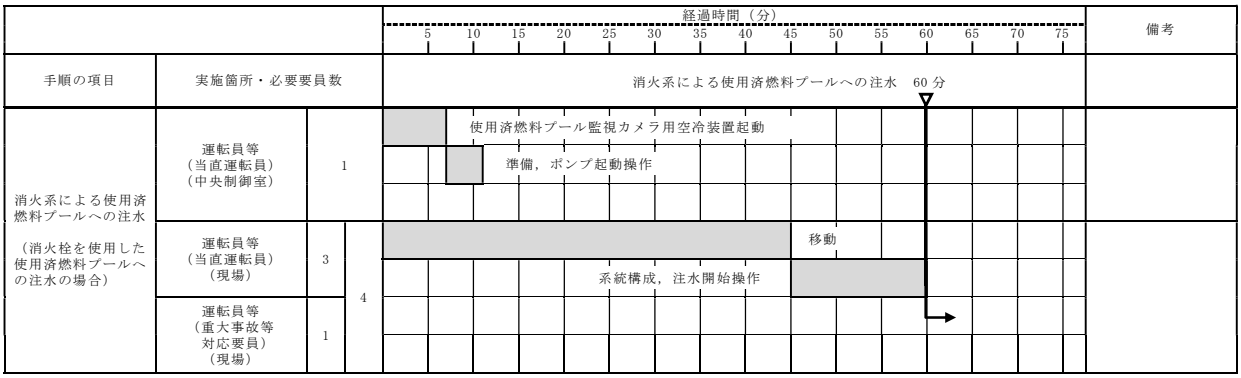
	ポンプ
MO	電動駆動
	弁
	逆止弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

【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】

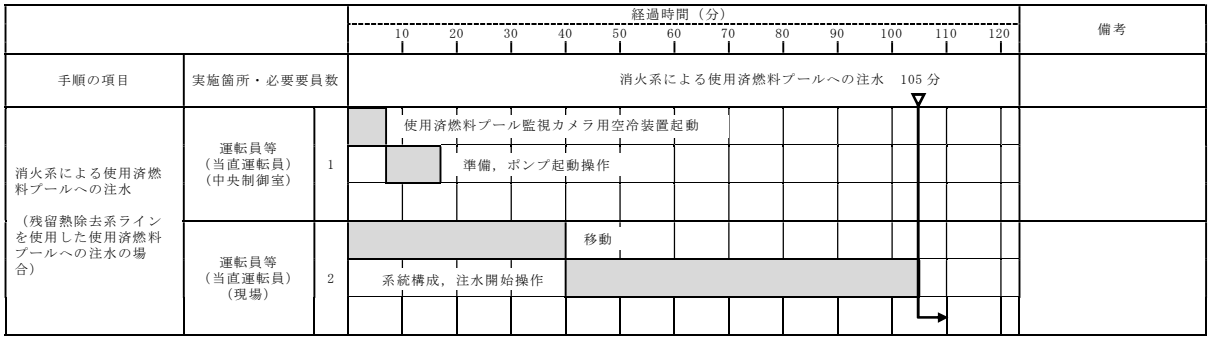
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁	⑨	残留熱除去系Ｂ系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁
⑧※1，⑧※2	残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁	⑩，⑫	残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁

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）

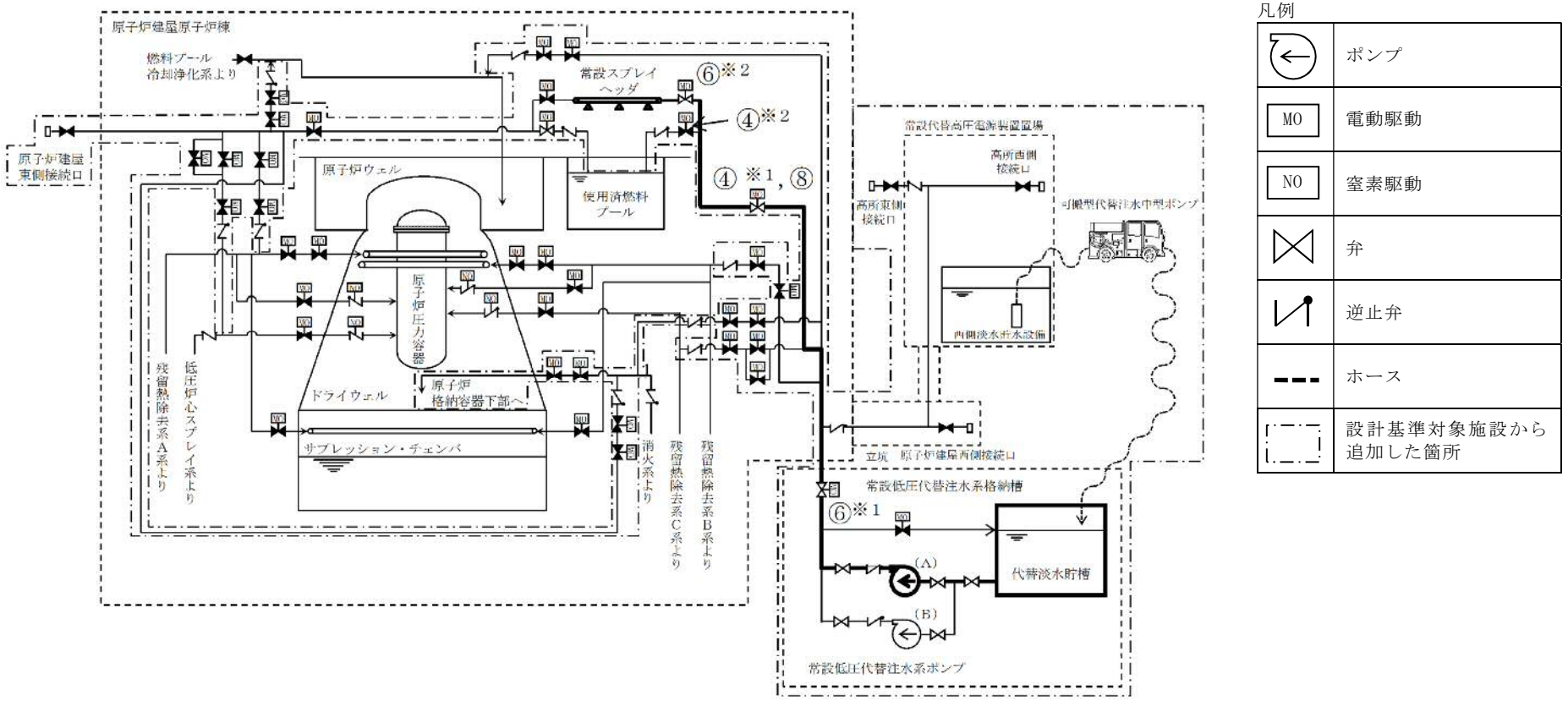


【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】



【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



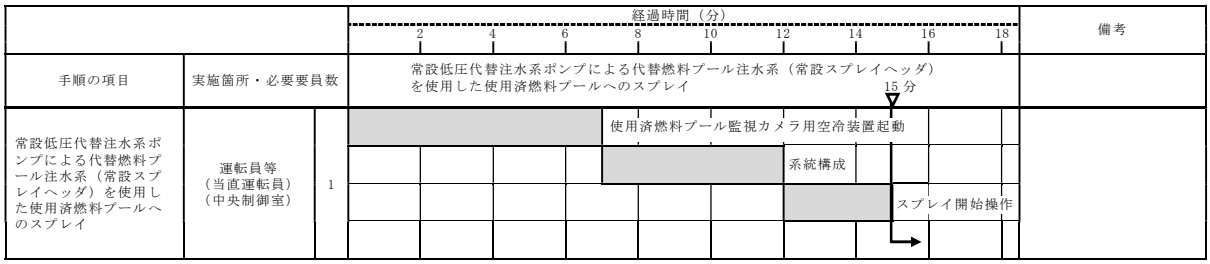
凡例

	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

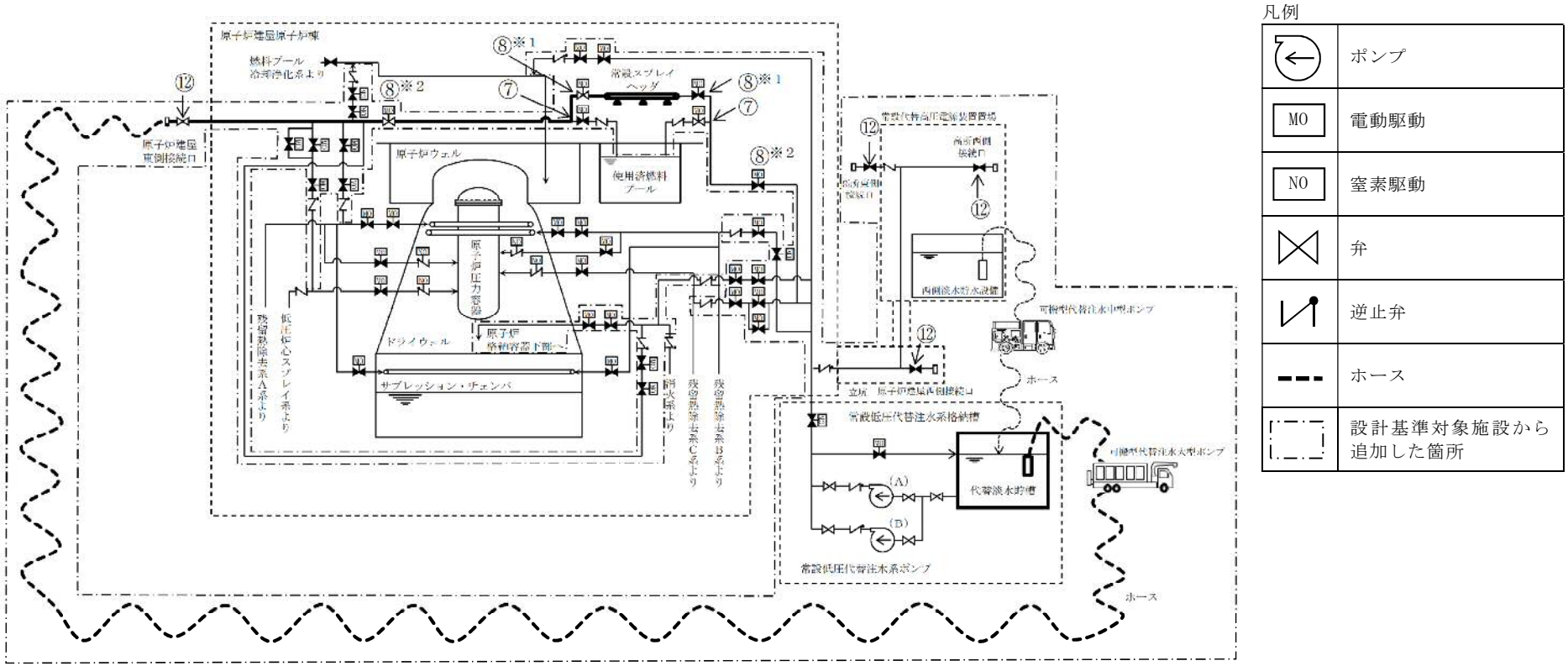
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1，⑧	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	⑥※1	常設低圧代替注水系系統分離弁
④※2	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑥※2	使用済燃料プールスプレイライン元弁

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



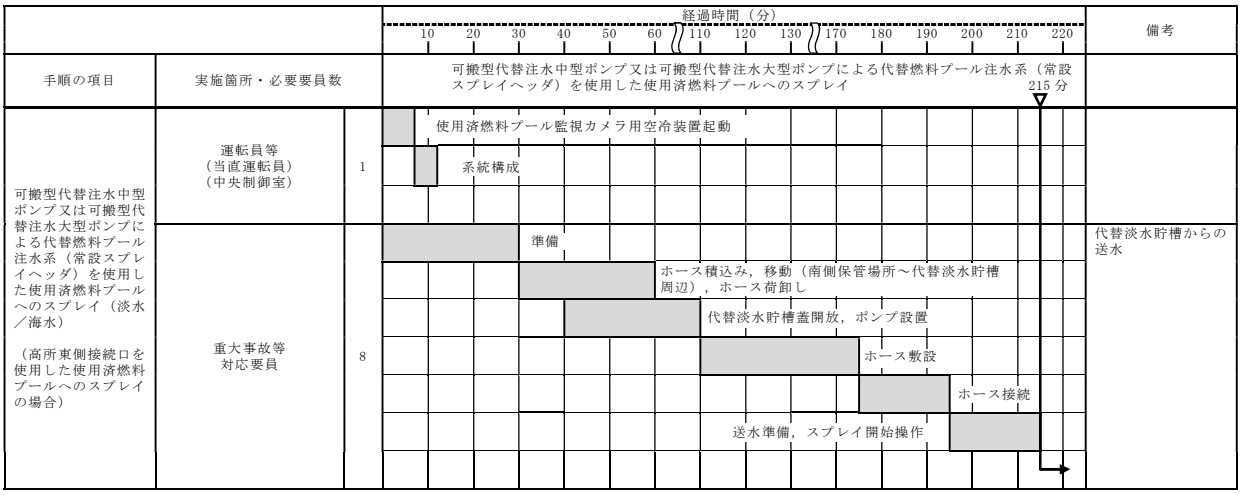
第1.11－12図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイタイムチャート

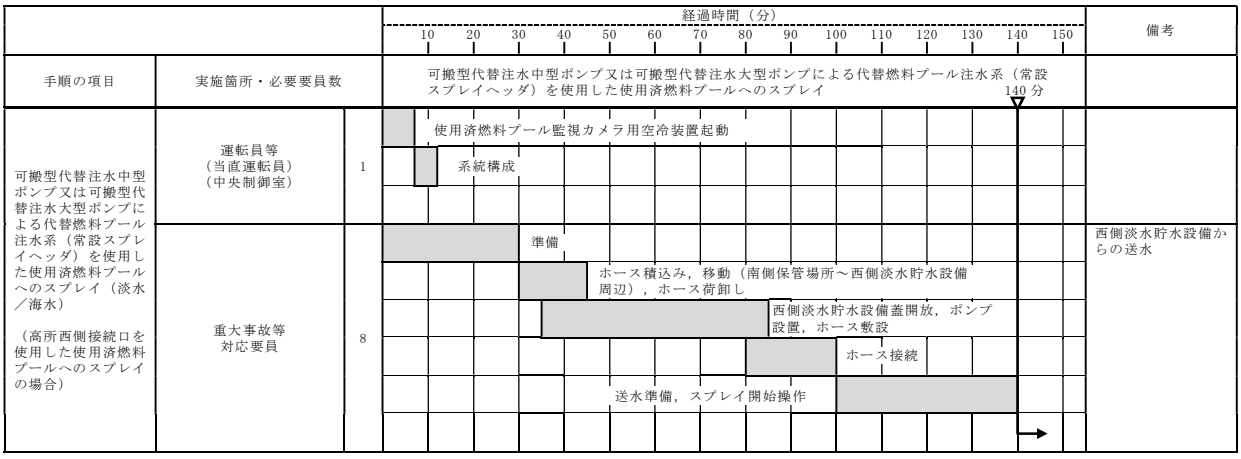


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑧※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑧※1	使用済燃料プールスプレイライン元弁	⑫	原子炉建屋西側接続口の弁，原子炉建屋東側接続口の弁，高所東側接続口の弁，高所西側接続口の弁

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。

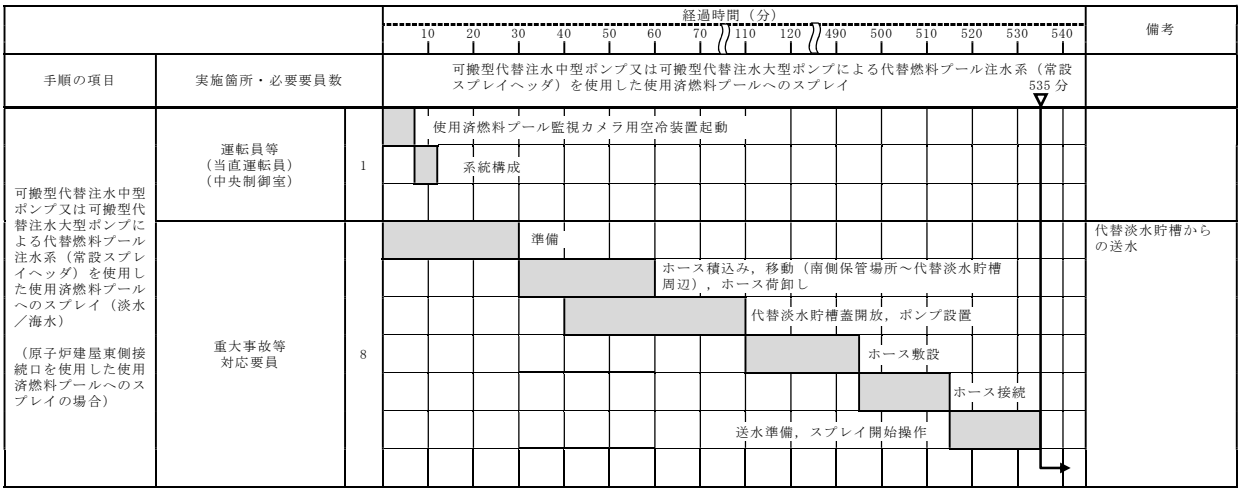
第1.11－13図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）　概要図

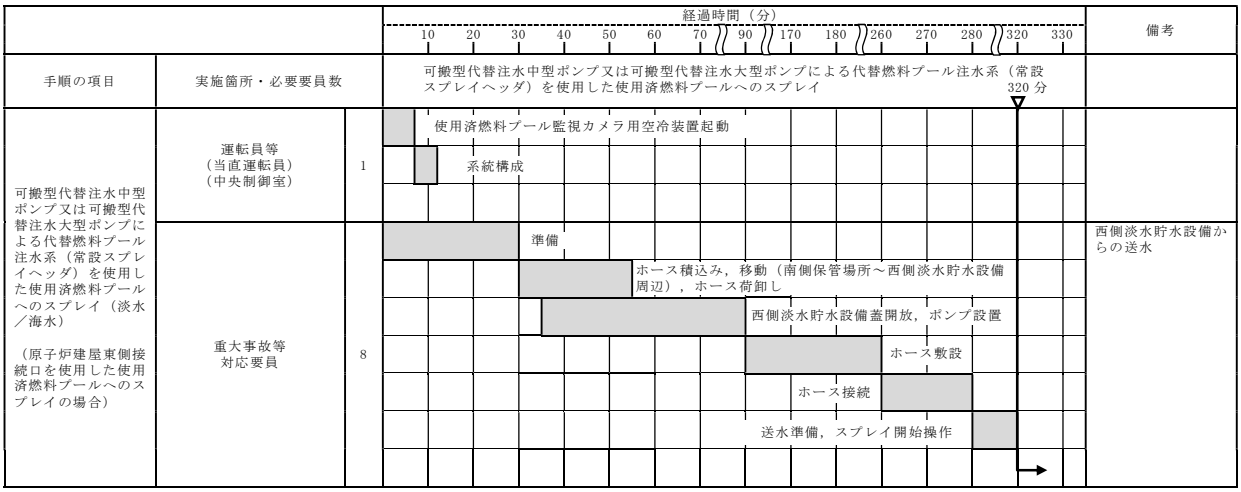




【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

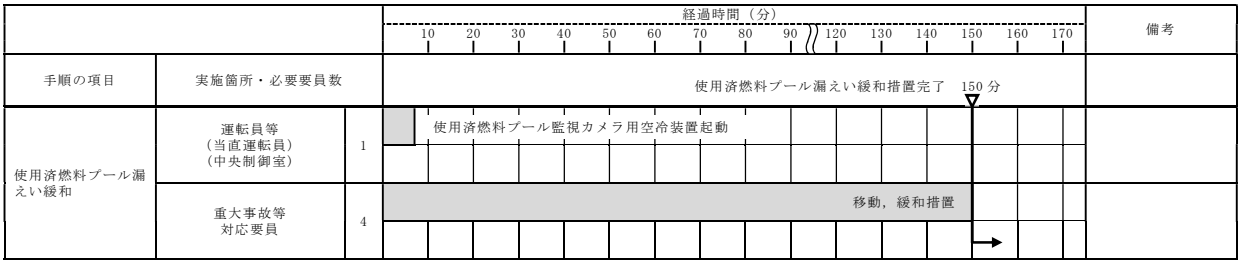
第1.11－14図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）　タイムチャート（1／2）



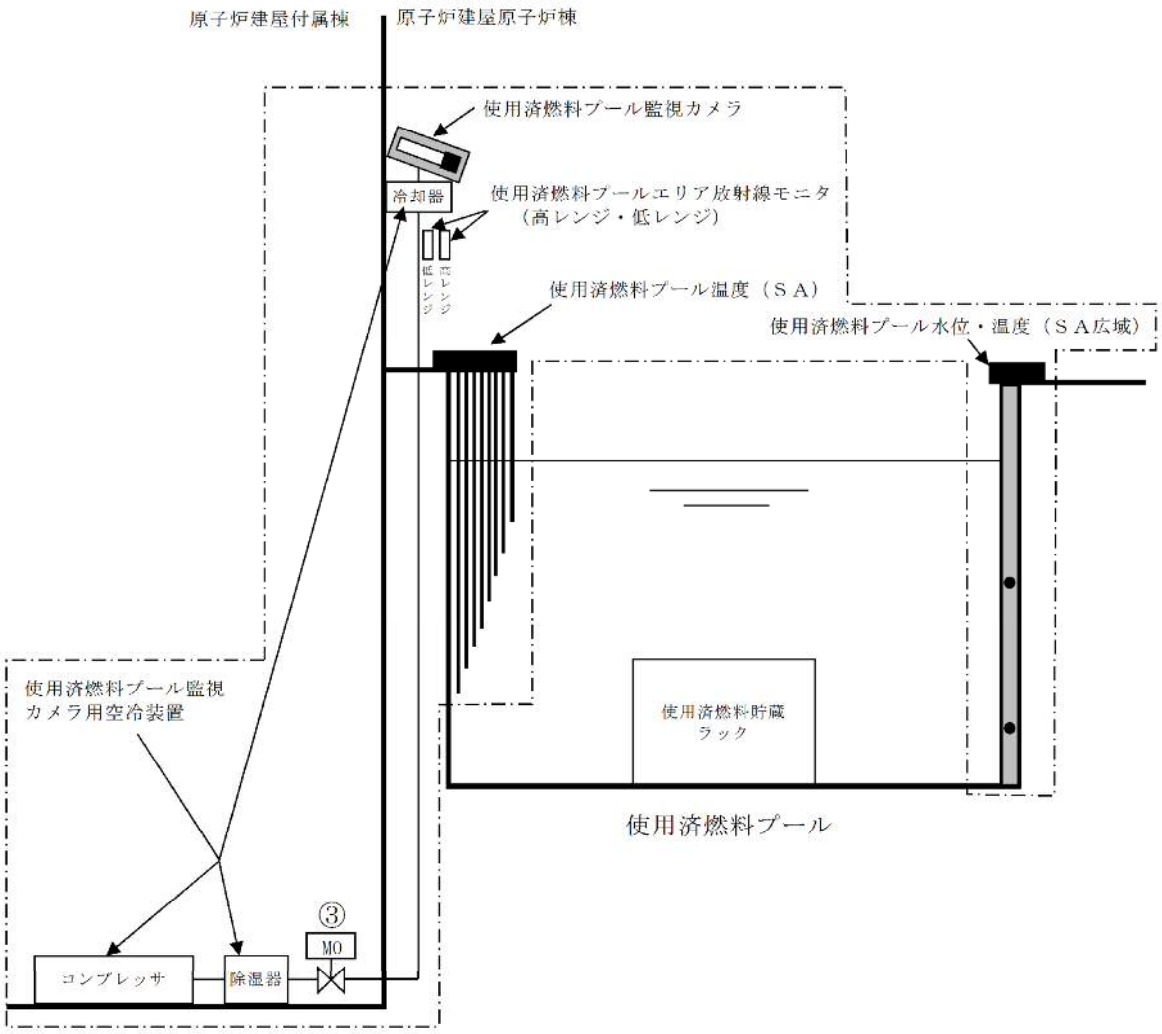


【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

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



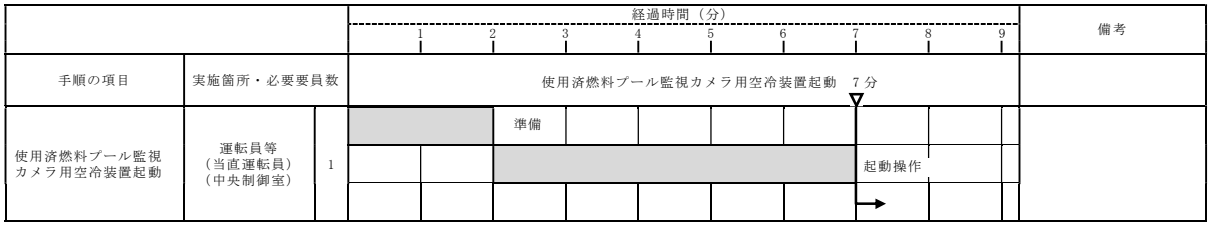
凡例

MO	電動駆動
⋈	弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

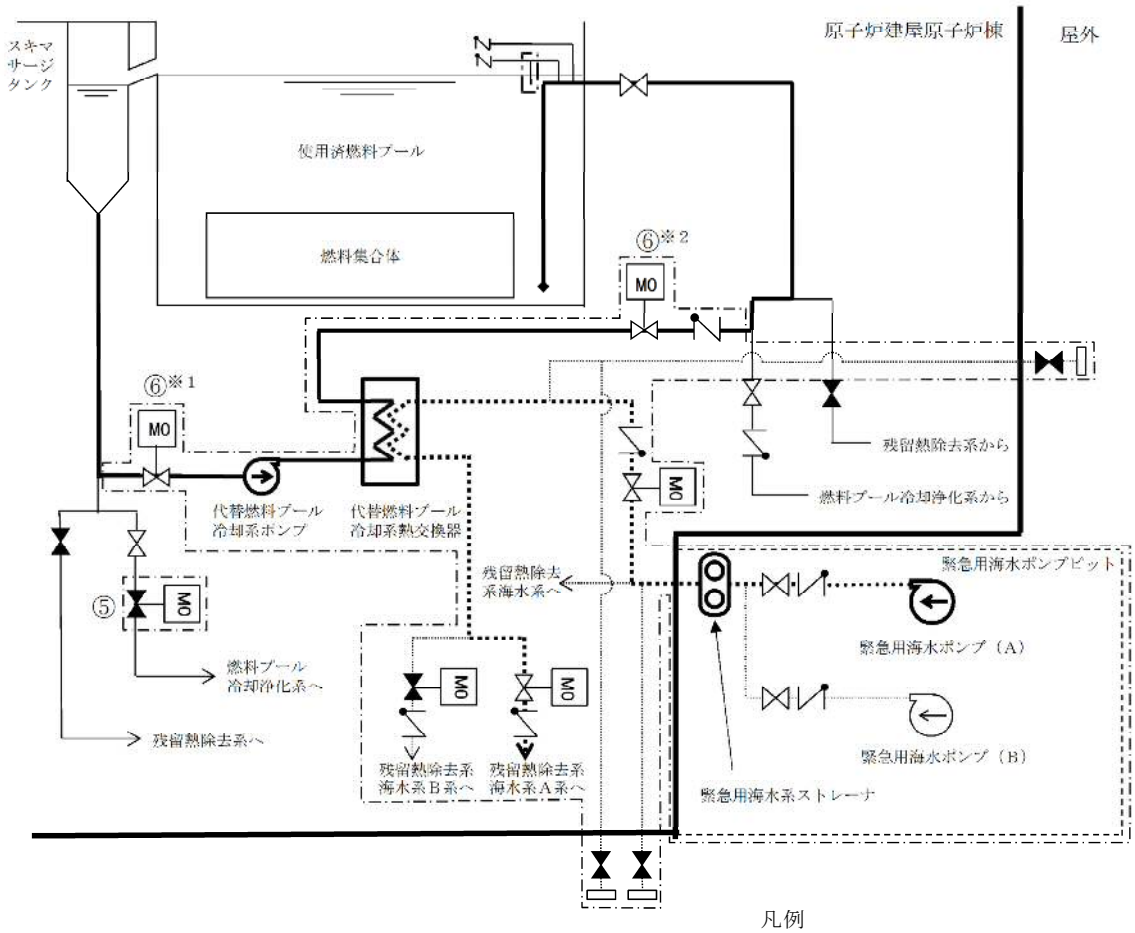
操作手順	弁名称
③	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

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



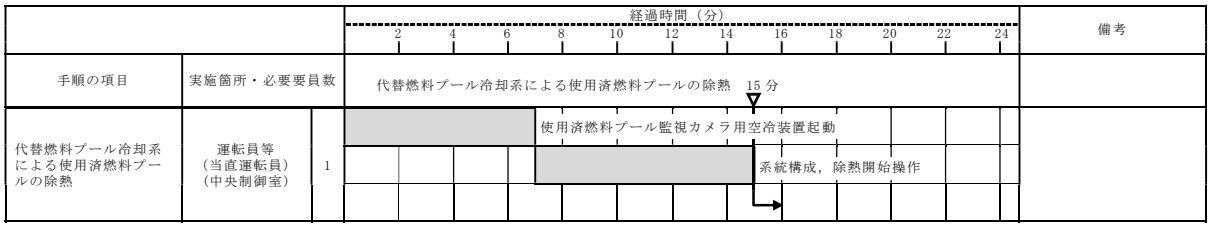
凡例

	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

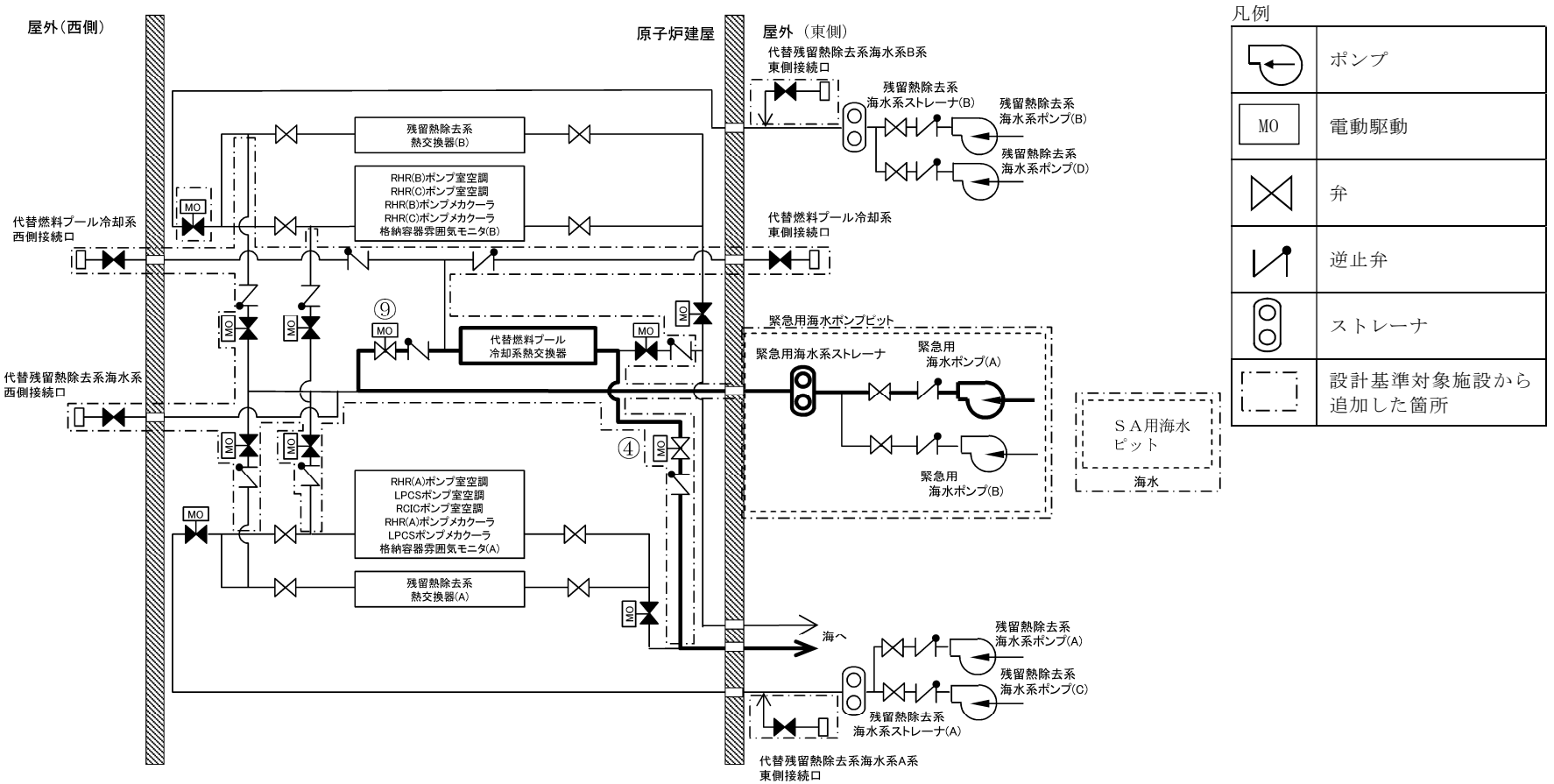
操作手順	弁名称
⑤	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑥※1	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑥※2	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

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



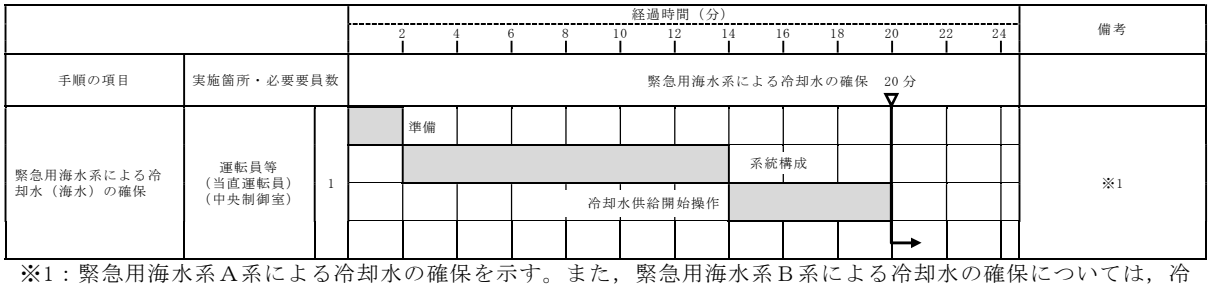
第1.11－19図　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱　タイムチャート



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

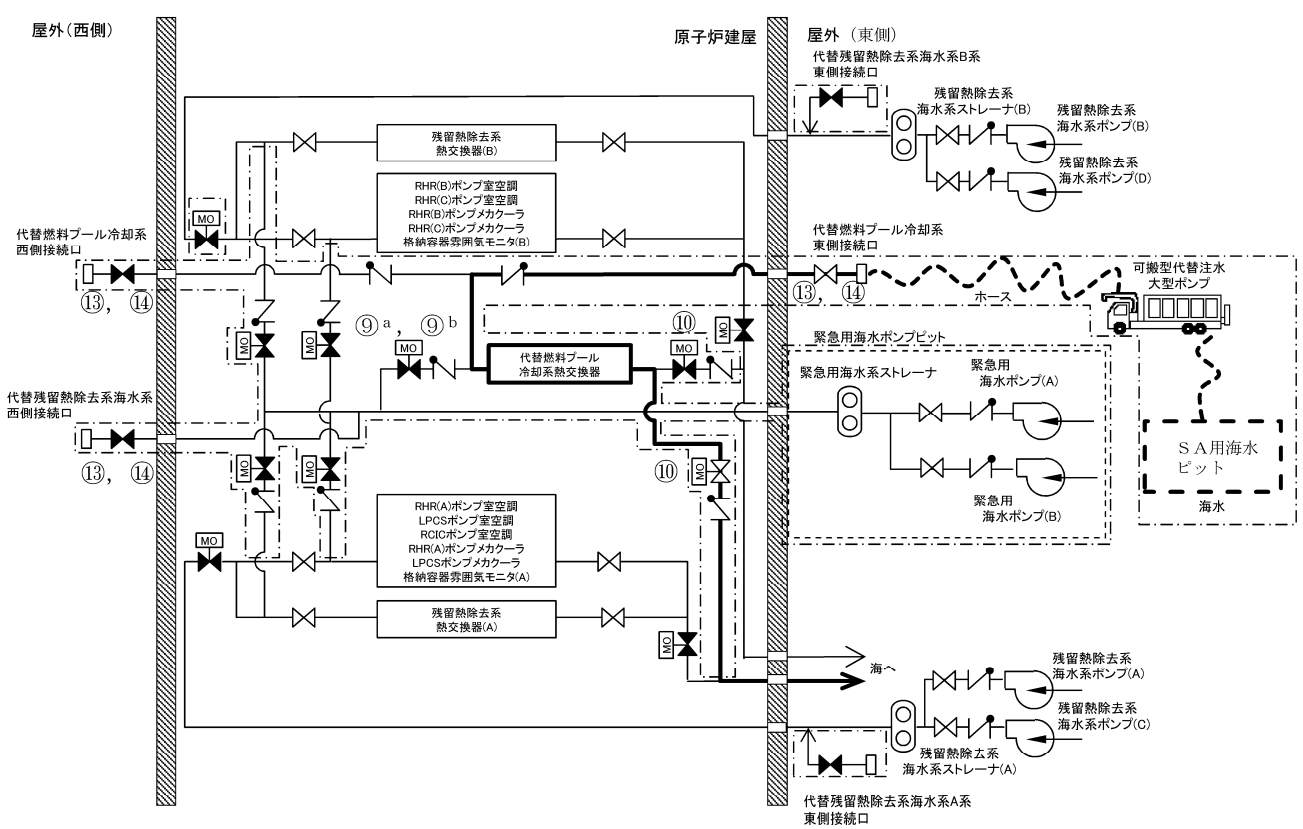
記載例　○：操作手順番号を示す。

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



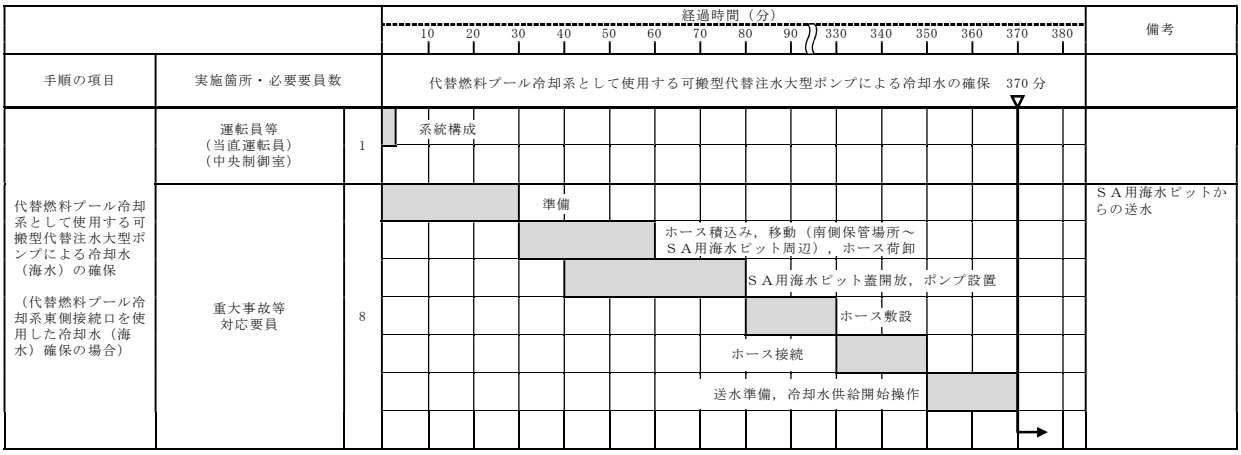
凡例

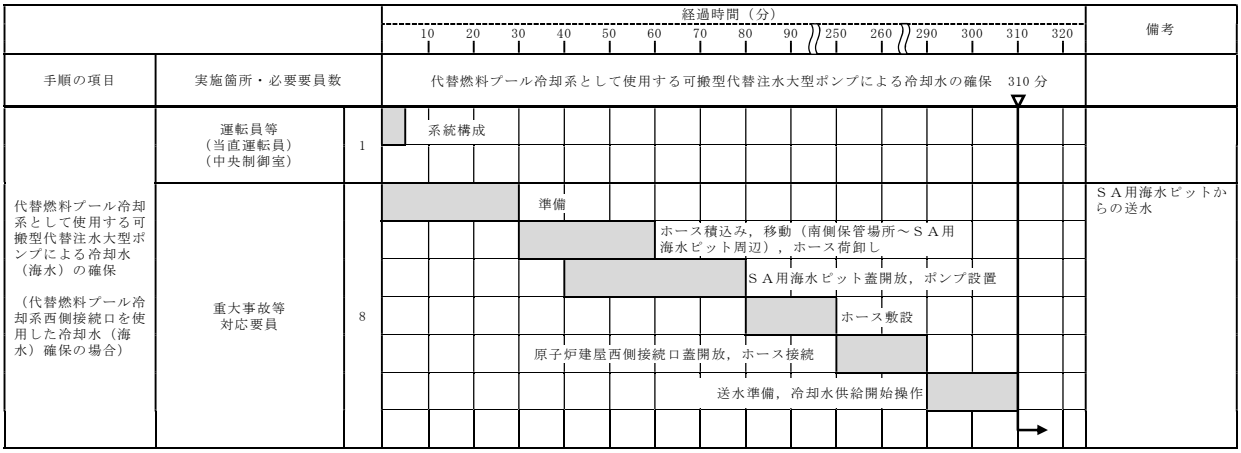
	ポンプ
MO	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨[a]，⑨[b]	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	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。

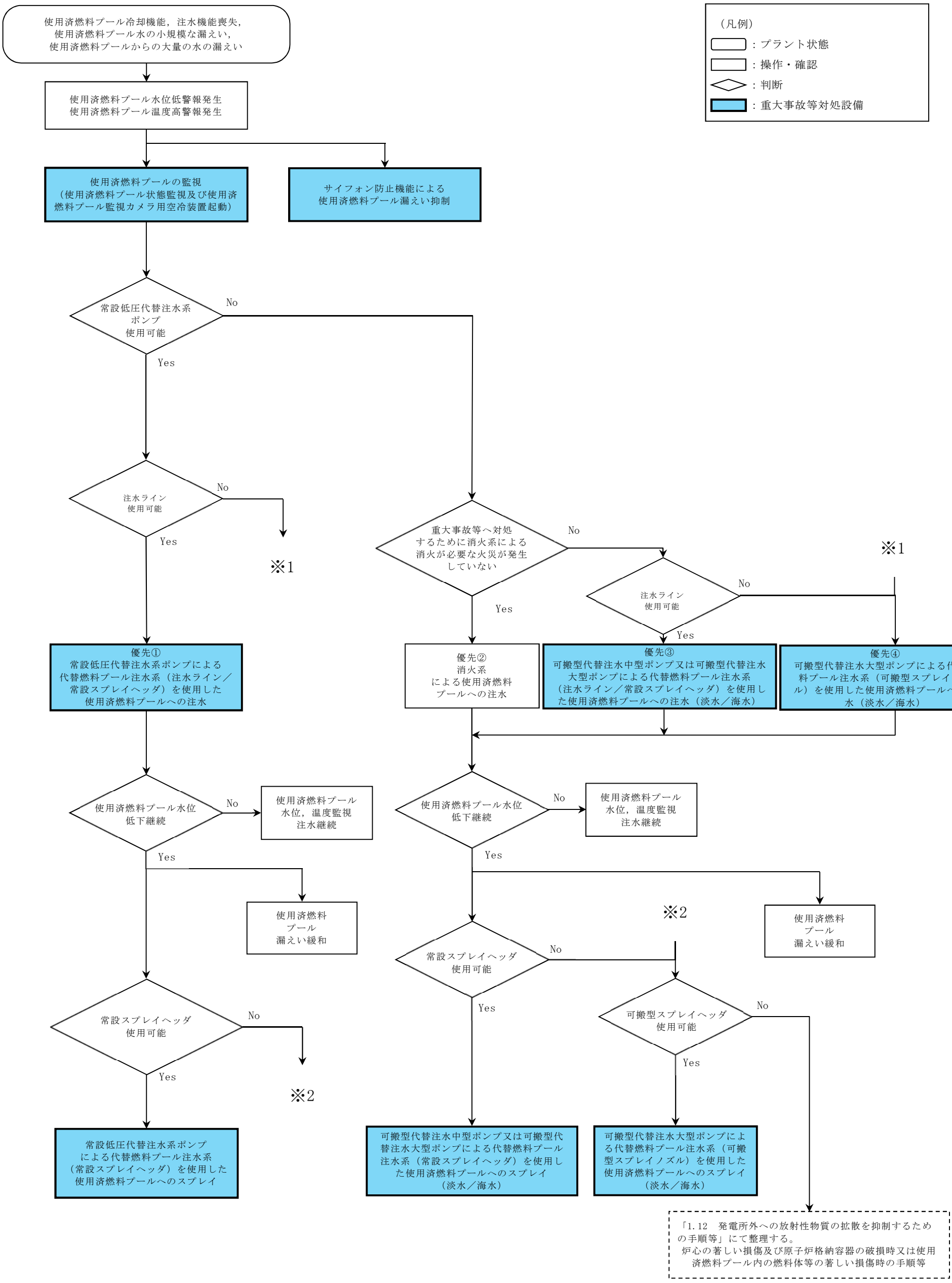
第1.11－22図　代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保　概要図



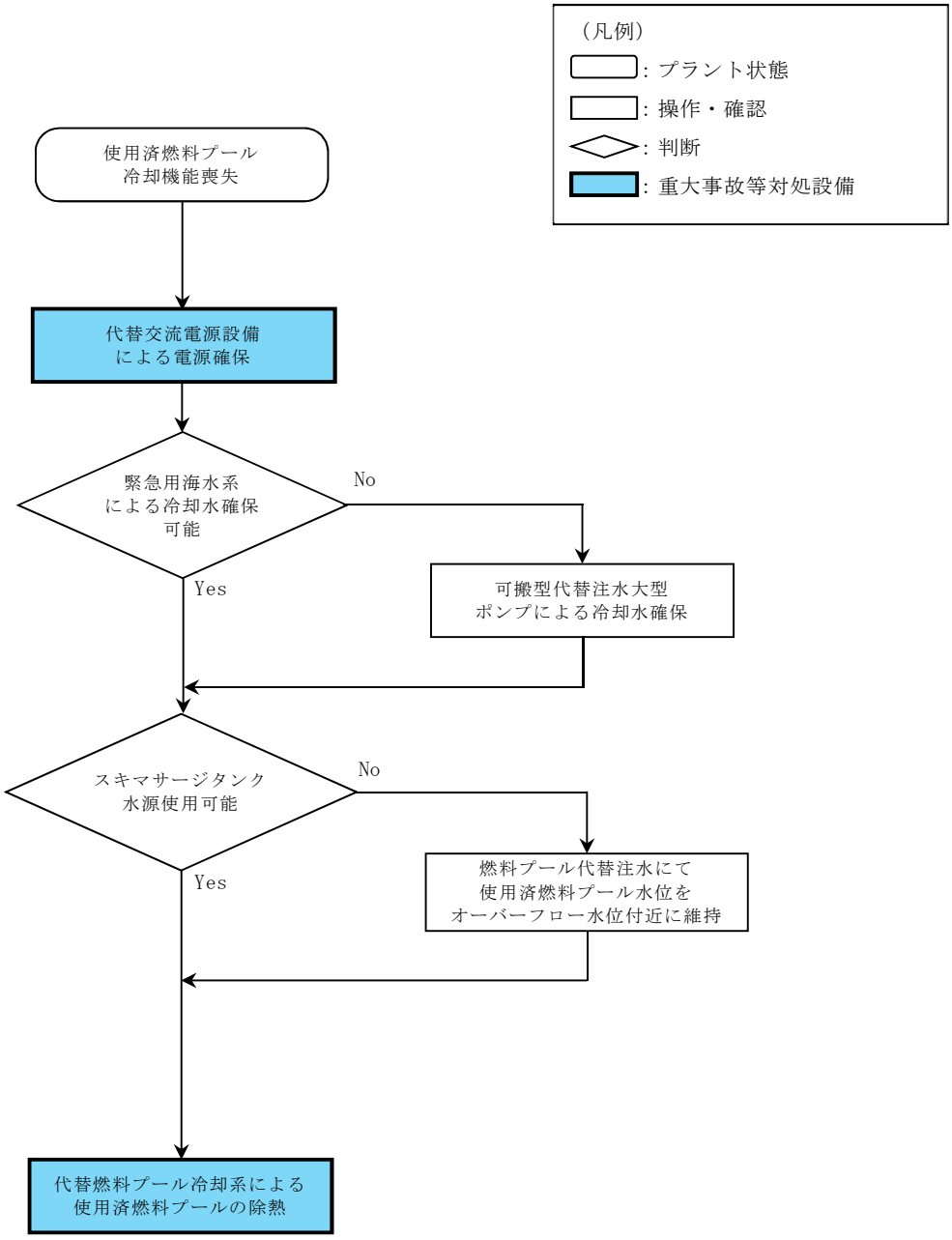


【ホース敷設（ＳＡ用海水ピットから代替燃料プール冷却系東側接続口）の場合は355m，ホース敷設（ＳＡ用海水ピットから代替燃料プール冷却系西側接続口）の場合は253m】

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）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／9）

技術的能力審査基準（1.11）	番号	設置許可基準規則（第54条）	技術基準規則（第69条）	番号
【本文】 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽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。	①	【本文】 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	⑧
【解釈】 1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193 号（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定））第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	—	【解釈】 1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	【解釈】 1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	—
2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	②	2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑨
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	b）代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	b）代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	⑩
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。	④	3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑪
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。	⑤	b）スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	b）スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	⑫
		c）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。	c）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。	⑬
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。	⑥	4 第１項及び第２項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。	4 第１項及び第２項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。	⑭
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。	⑦	b）これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	b）これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑮
		c）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	c）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	⑯

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
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	新設	① ② ⑧ ⑩	－	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
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	低圧代替注水系配管・弁	新設				多目的タンク
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				消火系配管・弁・消防用ホース
	常設スプレイヘッダ	新設				使用済燃料プール
	使用済燃料プール	既設			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
	常設代替交流電源設備	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替交流電源設備	新設				多目的タンク
	燃料給油設備	新設				消火系配管・弁
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	新設	① ② ⑧ ⑩	－		残留熱除去系配管・弁
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				残留熱除去系Ｂ系配管・弁
	西側淡水貯水設備	新設				燃料プール冷却浄化系配管・弁
	代替淡水貯槽	新設				使用済燃料プール
	ホース	新設				非常用交流電源設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設				常設代替交流電源設備
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				可搬型代替交流電源設備
	常設スプレイヘッダ	新設				燃料給油設備
	使用済燃料プール	既設				－
	常設代替交流電源設備	新設			－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設				－
	燃料給油設備	新設				
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	新設	① ② ⑧ ⑨ ⑩	－		
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	可搬型スプレイノズル	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	燃料給油設備	新設				
漏えい抑制	静的サイフォンブレーカ	新設	① ⑧	－	－	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
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	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑫ ⑬	－	－	－
	代替淡水貯槽	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				
	常設スプレイヘッダ	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
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	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑫ ⑬	－		
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	西側淡水貯槽設備	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				
	常設スプレイヘッダ	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
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	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑪ ⑫ ⑬	－		
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	可搬型スプレイノズル	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	燃料給油設備	新設				
－	－	－	－	－	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
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）	新設	① ⑤ ⑧ ⑬	－	－	－
	ホース	新設				
	放水砲	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	新設	① ⑭ ⑥ ⑮ ⑦ ⑯ ⑧	－	－	－
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	新設				
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設				
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	新設				
代替電源による給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦ ⑧ ⑭ ⑮ ⑯	－		
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
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	新設	① ③ ⑧	－	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	可搬型代替注水大型ポンプ
	使用済燃料プール	既設				ホース
	スキマサージタンク	既設				－
	代替燃料プール冷却系熱交換器	新設				
	代替燃料プール冷却系配管・弁	新設				
	燃料プール冷却浄化系配管・弁	既設				
	緊急用海水ポンプ	新設				
	緊急用海水系ストレーナ	新設				
	緊急用海水系配管・弁	新設				
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				
	非常用取水設備	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／9）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
【要求事項】 1　発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段として，常設低圧代替注水系ポンプ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），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）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）並びに代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。
2　発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止する手段として，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ），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）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）による使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するために必要な手順等を整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／9）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
【解釈】 1　第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定））第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	－
2　第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／9）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
a）想定事故１及び想定事故２が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	想定事故１及び想定事故２が発生した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段として，代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ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），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）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）による使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。
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。	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に，当該悪影響を防止する手段として，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールを冷却するために必要な手順等を整備する。
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。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／9）

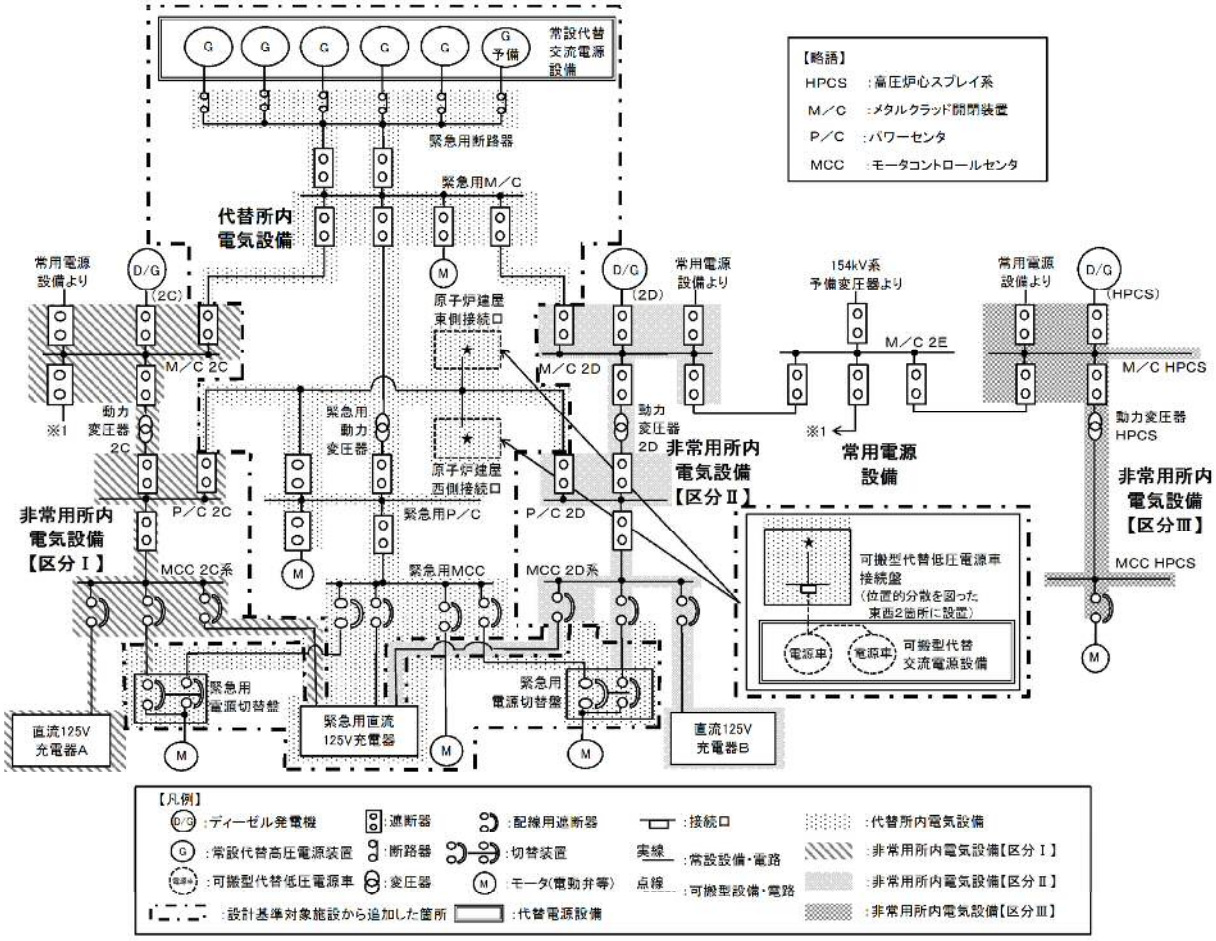
技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
a）使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	使用済燃料プールの水位が維持できない場合において，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する手段として，スプレイ設備である常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による燃料損傷を緩和するために必要な手順等を整備する。
b）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。	燃料損傷時に，できる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段として，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ），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）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）による放射性物質の放出を低減するために必要な手順等及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）による大気への拡散を抑制するために必要な手順等を整備する。 なお，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）による大気への放射性物質の拡散抑制に関する手順については「1.12　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。
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。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9／9）

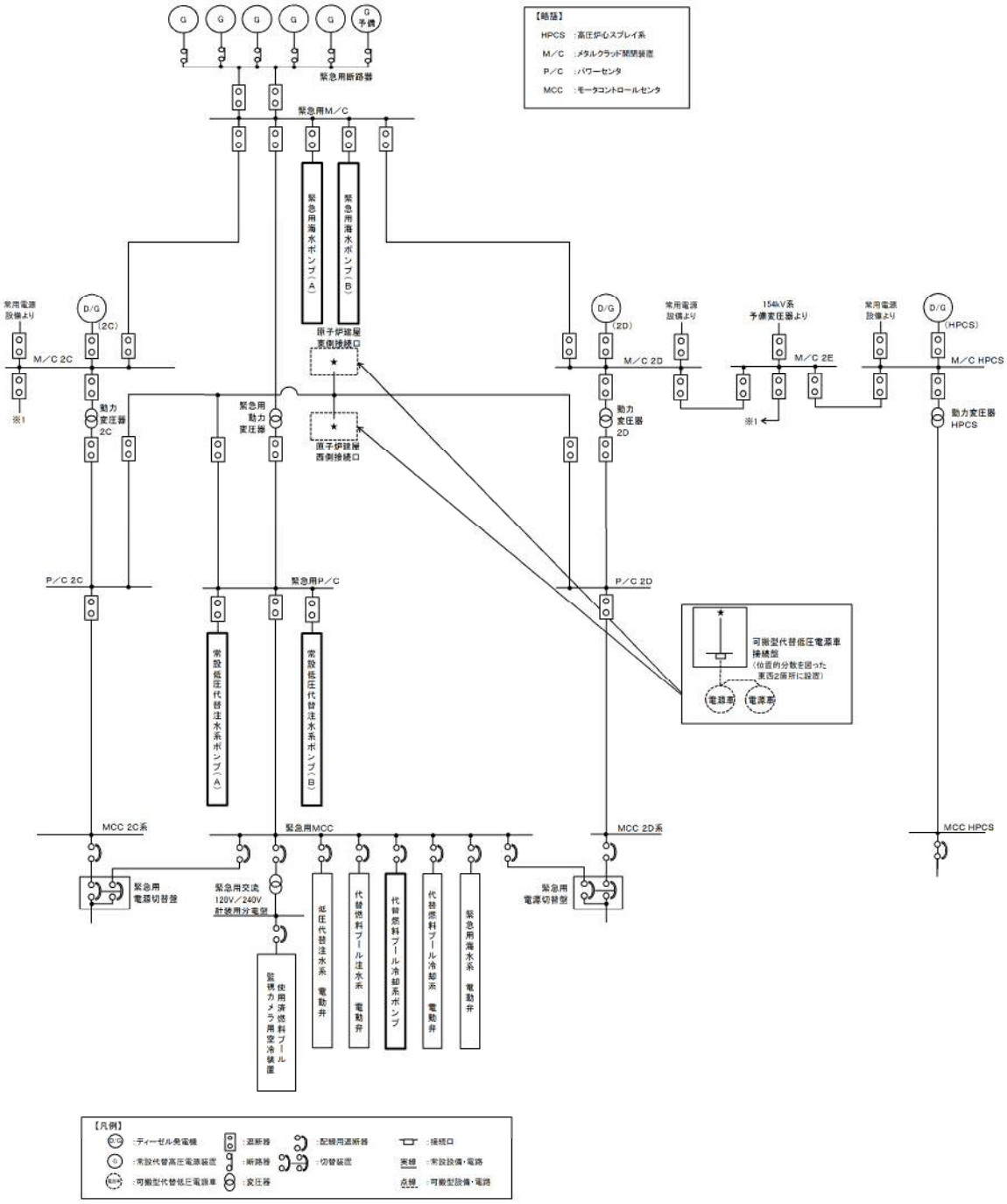
技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。	重大事故等時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する手段として，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）による使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率を監視するために必要な手順等を整備する。
b）使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において，使用済燃料プールの計測に必要な設備（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））へ代替電源設備（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により給電する手順等を整備する。 なお，電源の供給に関する手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

自主対策設備仕様

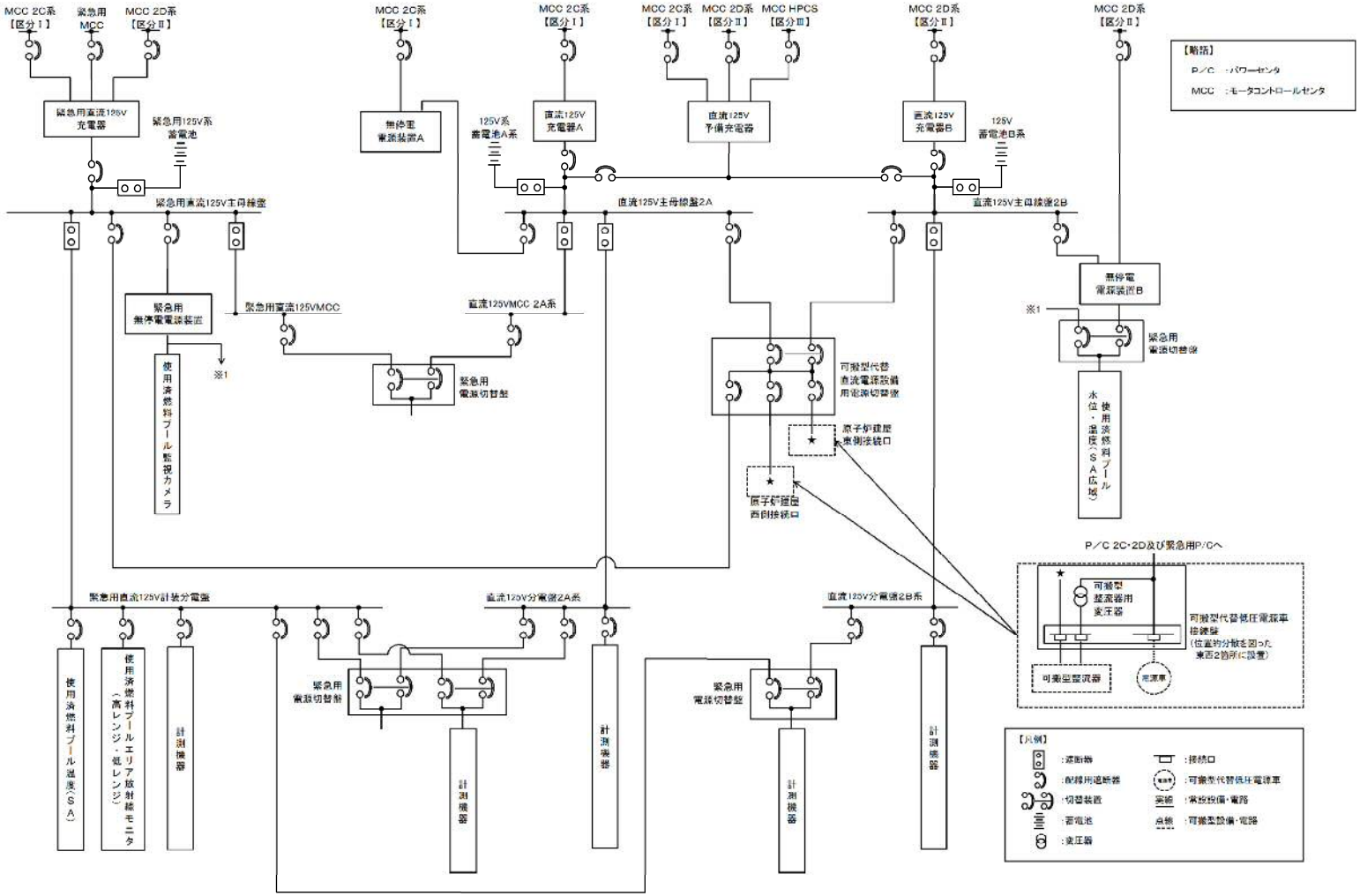
機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 4.3m^3／min	90m	1台
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3	－	1基
多目的タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3	－	1基
可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール冷却系として使用）	可搬	Sクラス	約 1,320m^3／h（1台当たり）	約 140m	4台



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 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注水（淡水／海水）

(1) 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（淡水／海水）

ａ．操作概要

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注水が必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確保した後，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り使用済燃料プールに送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

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注水として，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建

屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・ホース敷設準備：20分※1（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※1：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

d．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。ま

た，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：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。

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

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2)　系統構成

ａ．操作概要

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注水が必要な状況で，中央制御室からの操作により電動弁が操作できない場合，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を使用した使用済燃料プール注水の場合においては，原子炉建屋原子炉棟4階まで移動するとともに，現場での人力による操作により系統構成を実施し，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り使用済燃料プールに注水する。原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合は，原子炉建屋原子炉棟5階まで移動するとともに，現場での人力による操作により系統構成を実施し，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り使用済燃料プールに注水する。

ｂ．作業場所

【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を使用した使用済燃料プール注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び所要時間

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

済燃料プール注水として，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水での現場の系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は50分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：47分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟5階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：3分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟5階）

ｄ．操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：電動弁の手動ハンドルによる現場操作については，操作に工具等は必要とせず，手動弁と同様な操作であるため，容易に実施可能である。また，設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

2．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注水及びスプレイ（淡水／海水）

(1)　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（淡水／海水）

ａ．操作概要

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注水又はスプレイが必要な状況において，水源を選定し，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉又は原子炉建屋原子炉棟大物搬入口からホースを敷設するとともに，可搬型スプレイノズルを所定の場所へ運搬，設置及び接続した後，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により使用済燃料プールに送水する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋内（管理区域），屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋南側周辺，取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイとして，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：435分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は435分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・移動：40分（移動経路：緊急時対策所から原子炉建屋原子炉棟（放射線防護具着用を含む））

30分（移動経路：原子炉建屋原子炉棟から南側保管場所）

10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・準備：115分（対象作業：ホース敷設，可搬型スプレイノズル設置を含む）

10分（対象作業：可搬型代替注水大型ポンプ準備を含む）

・ホース敷設準備：20分※1（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：180分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：50分（移動経路：原子炉建屋原子炉棟内（対象作業：ホース接続を含む））

※1：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，常用照明消灯時又は夜間における作業性を確保している。また，操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

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

操作性　：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。

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

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

3．消火系による使用済燃料プールへの注水

(1)　消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水

ａ．操作概要

消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水が必要な状況において，原子炉建屋原子炉棟５階，原子炉建屋原子炉棟６階まで移動するとともに，消防用ホースの敷設及び消火栓へ接続し，ディーゼル駆動消火ポンプにより使用済燃料プールに注水する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋原子炉棟５階（管理区域），原子炉建屋原子炉棟６階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び所要時間

消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水における，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名）

所要時間目安：60分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は60分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）】

・移動：45分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟6階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：11分（対象作業：消防用ホース敷設を含む）

・注水開始操作：4分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟5階）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライ

トを携行している。また，操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。

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

(2)　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

a．操作概要

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が必要な状況において，タービン建屋1階，原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋原子炉棟4階まで移動するとともに，系統構成を実施し，ディーゼル駆動消火ポンプにより使用済燃料プールに注水する。

b．作業場所

タービン建屋1階（管理区域），原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）及び原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）

c．必要要員数及び所要時間

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水における，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：105分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は105分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

・移動：40分（移動経路：中央制御室からタービン建屋1階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：45分（操作対象2弁：タービン建屋1階及び原子炉建屋原子炉棟3階）

・注水開始操作：20分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟4階）

d．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。また，操作は汚染の可能性を考慮し放

射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。

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

4．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スプレイ（淡水／海水）

(1) 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（淡水／海水）

ａ．操作概要

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スプレイが必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確保した後，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り使用済燃料プールに送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

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スプレイとして，最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

・ホース敷設準備：20分※1（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※1：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

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

操作性　：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。

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

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

5．漏えい緩和

(1)　使用済燃料プール漏えい緩和

ａ．操作概要

使用済燃料プール漏えい緩和が必要な状況において，原子炉建屋原子炉棟6階まで移動するとともに，使用済燃料プール近傍に保管する資機材を用いて，シール材を接着したステンレス鋼板に吊り降ろしロープを取り付け，使用済燃料プールに吊り下げることにより使用済燃料プールの漏えいを緩和する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋原子炉棟6階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び所要時間

使用済燃料プール漏えい緩和における，現場での使用済燃料プールの漏えい緩和措置に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：150分以内（放射線防護具着用及び移動：85分）

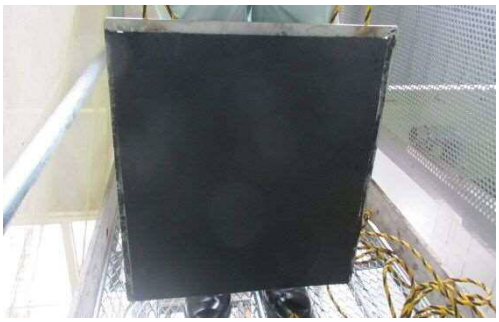
ｄ．操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：資機材（シール材，接着剤，ステンレス鋼板，吊り降ろしロープ）配備後，資機材の運搬及び吊り下げ作業の模擬訓練を行い，操作性について検証する。

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



ステンレス鋼板

模擬装置による吊り下げ訓練

6．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)　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送水（海水）

ａ．操作概要

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確保が必要な状況において，外部接続口を選定し，取水箇所まで移動するとともに，送水ルートを確保した後，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代替燃料プール冷却系に冷却水を送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

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確保として，最長時間を要するＳＡ用海水ピットから代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：370分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は370分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

・準備：30分（放射線防護具着用を含む）

・移動：10分（移動経路：南側保管場所からＳＡ用海水ピット周

辺）

・ホース敷設準備：20分※1（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

・系統構成：310分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

・送水準備：20分

※1：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

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

操作性　：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。

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

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

東海港での送水訓練
（ホース敷設）

東海港での送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

車両操作訓練（ポンプ起動）

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

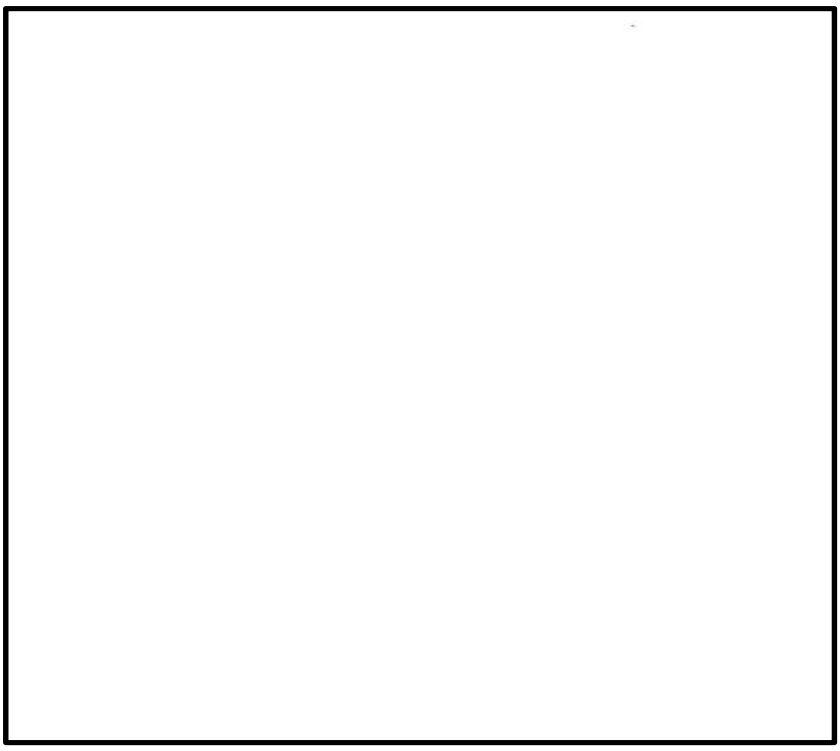
放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(1)

1. 使用済燃料プールの概要

使用済燃料プール周辺の概要図を第 1 図に示す。

施設定期検査時において，多くの場合はプールゲートが開放され，使用済燃料プールは原子炉ウェル，ドライヤ気水分離器貯蔵プール，キャスクピットとつながっているが，有効性評価においてはプールゲートを閉鎖している場合を想定し，原子炉ウェル，ドライヤ気水分離器貯蔵プール及びキャスクピットの保有水量は考慮しない。

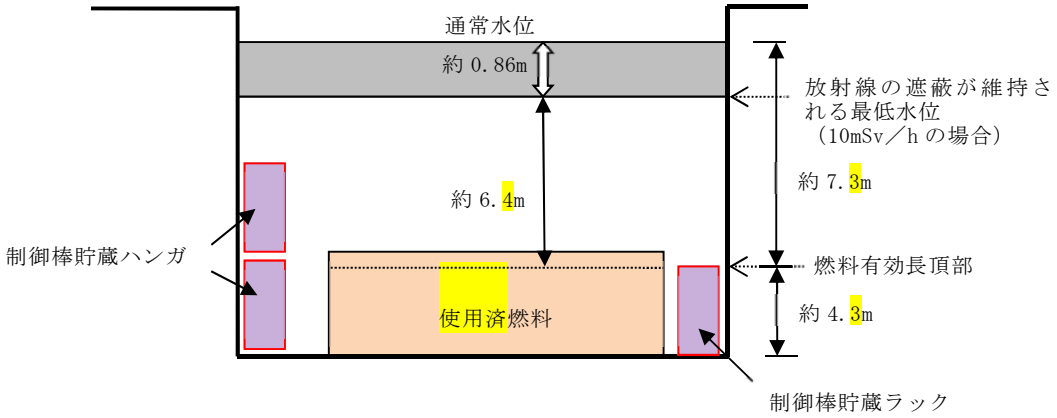


第 1 図　使用済燃料プール周辺の概要図

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について

第 2 図に放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について示す。

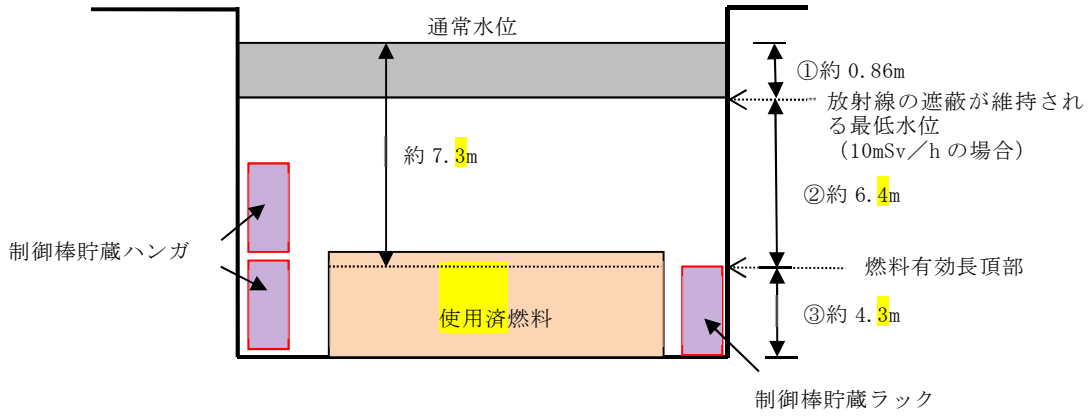
放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位は，その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故であることを考慮し，例えば原子炉建屋原子炉棟 6 階において 10mSv／h の場合は，通常水位から約 0.86m 下の位置より高い遮蔽水位が必要となる。



第 2 図　放射線の遮蔽に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位

3.　使用済燃料プールの高さと断面積について

使用済燃料プールの高さを第 3 図に，使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積を第 1 表に示す。



第 3 図　東海第二発電所　使用済燃料プールの高さ

第 1 表　使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積

項目	断面積（m^2）	保有水の容積（m^3）
①	約 116	約 100
②	約 115	約 737
③	約 83	約 352
合計		約 1,189

第 3 図に示す各領域①～③の保有水の容積は，使用済燃料プール容積から機器の容積を除くことで算出し，各領域の断面積については，①の領域では使用済燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し，②，③の領域では求めた各領域の容積から高さを除して求めた。なお，断面積については各領域での平均的な値を示しているが，プール内に設置されている機器の多くは②，③の底部又は壁面下部にあるため，平均化によって上部の断面積が実際より狭く評価される。保有水量に対する水位の低下という観点では断面積が小さいほど水位低下速度は速くなることから，保守的な評価となっている。

4.　想定事故 1 における時間余裕

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失時における崩壊熱による使用済燃料プール水の沸騰までの時間，沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度について，以下の式を用いて算定した。事象を保守的に評価するため，使用済燃料プールの初期水温は，運転上許容される上限値である 65℃とする。また，発生する崩壊熱は全て水温上昇及び蒸発に寄与するものとし，使用済燃料プールの水面及び壁面等からの放熱を考慮しない。

(1)　算定方法，算定条件

ａ．冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間}(h)=\frac{(100(℃)-65(℃))\times\text{水の比熱}(kJ/kg/℃)^{※1}\times\text{使用済燃料プールの水量}(m^3)\times\text{水の密度}(kg/m^3)^{※2}}{\text{燃料の崩壊熱}(MW)\times10^3\times3600}$$

b．沸騰開始からの水位低下時間

$$\text{1時間当たりの沸騰による蒸発量}(m^3/h)=\frac{\text{燃料の崩壊熱}(MW)\times10^3\times3600}{\text{水の密度}(kg/m^3)^{※2}\times\text{蒸発潜熱}(kJ/kg)^{※3}}$$

$$\text{水位低下時間}(h)=\frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの水量}(m^3)\times\text{水の密度}(kg/m^3)^{※2}\times\text{蒸発潜熱}(kJ/kg)^{※3}}{\text{燃料の崩壊熱}(MW)\times10^3\times3600}$$

c．沸騰による水位低下平均速度

$$\text{水位低下速度}(m/h)=\frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの高低差}(m)}{\text{通常水位から燃料有効長頂部まで水位低下にかかる時間}(h)}$$

使用済燃料プールの下部は機器等が設置されており，保有水が少ないため，使用済燃料プールの下部では水位低下速度は早く，使用済燃料プール上部では水位低下速度は遅い。ここでは，燃料有効長頂部に水位が到達するまでの時間評価では，保守的に一律の水位低下速度を想定する。

上記計算式を用いて，以下の条件にて算定した。

水の比熱※1 (kJ／kg／℃)	使用済燃料プールの水量 (m³)	水の密度※2 (kg／m³)	燃料の崩壊熱 (MW)
4.185	約 1,189	958	約 9.1

蒸発潜熱※3 (kJ／kg)	通常水位から燃料有効長頂部までの水量 (m³)	通常水位から燃料有効長頂部までの高低差 (m)	通常水位から約0.86m下までの水量 (m³)
2,256.47	約 837	約 7.3	約 100

※1　65℃から100℃までの飽和水の比熱のうち，最小となる65℃の値を使用（1999年蒸気表より）

※2　65℃から 100℃までの飽和水の密度のうち，最小となる 100℃の値を使用（1999年蒸気表より）

※3　100℃の飽和水の比エンタルピと 100℃飽和蒸気の比エンタルピの差より算出（1999年蒸気表より）

なお，a．～c．の算出においては以下の保守的な仮定と非保守的な仮定があるが，総合的に使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮してい

ないことの影響が大きいと考えられ，保守的な評価になっていると考えられる。

【保守的な仮定】

・温度変化に対する比熱及び密度の計算にて最も厳しくなる値を想定している。

・使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していない。

【非保守的な仮定】

・簡易的な評価とするため，プール水は全て均一の温度と仮定し，プール全体が 100℃に到達した時間を沸騰開始としている。

なお，注水等の操作時間余裕は十分に大きいことからこれらの評価の仮定による影響は無視できる程度であると考える。

(2)　算定結果

項目	算定結果
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間（h）	約 5.1
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量（m^3／h）	約 16
必要注水流量（m^3／h）※4	約 13
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.86m 低下するまでの時間（h）※5	約 11
使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間（day）※5	約 2.5
使用済燃料プール水位の低下速度（m／h）	約 0.13

※4　必要注水流量は次の式で求める

必要注水流量＝（崩壊熱×3,600）／（（$h_s - h_f$）×ρ_f）

h_s：飽和蒸気の比エンタルピ（kJ／kg）2,675.57

h_f：注水（35℃飽和水）の比エンタルピ（kJ／kg）＝146.64

ρ_f：注水（35℃飽和水）の密度（kg／m^3）＝994

※5　事象発生から沸騰開始までの時間を含む

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合，燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し，約 5.1 時間後に沸騰開始となり，蒸発により水位

低下が始まる。このときの蒸発量は約 16m^3／h である。

よって，使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位より約 0.86m 下）まで低下する時間は約 11 時間後であり，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）を使用した注水操作の時間余裕は十分にある。

使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(2)

1. 使用済燃料プールの概要

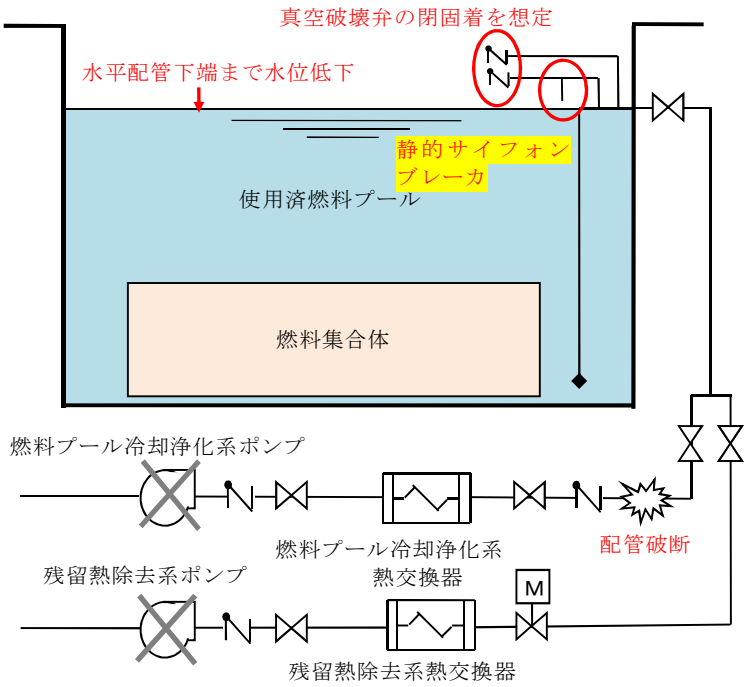
添付資料 1.11.5 と同様である。

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について

添付資料 1.11.5 と同様である。

3. 想定事故２における時間余裕

第１図に示すように，想定事故２では燃料プール水戻り配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を仮定する。静的サイフォンブレーカにより，サイフォン現象による流出を防止するため，使用済燃料プール水位は燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまり，保守的にこの水位まで瞬時に低下するものとする。



第１図　想定事故２の想定

配管破断により保有水が漏えいし，燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）まで水位が低下した場合，崩壊熱除去機能喪失に伴い，事象発生から約 5.0 時間後に沸騰の開始により水位が低下する。

プールの水位が放射線の遮蔽維持水位（通常水位より約 0.86m 下）まで低下するのは事象発生から約 9.8 時間後であり，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）による注水操作の時間余裕はある。

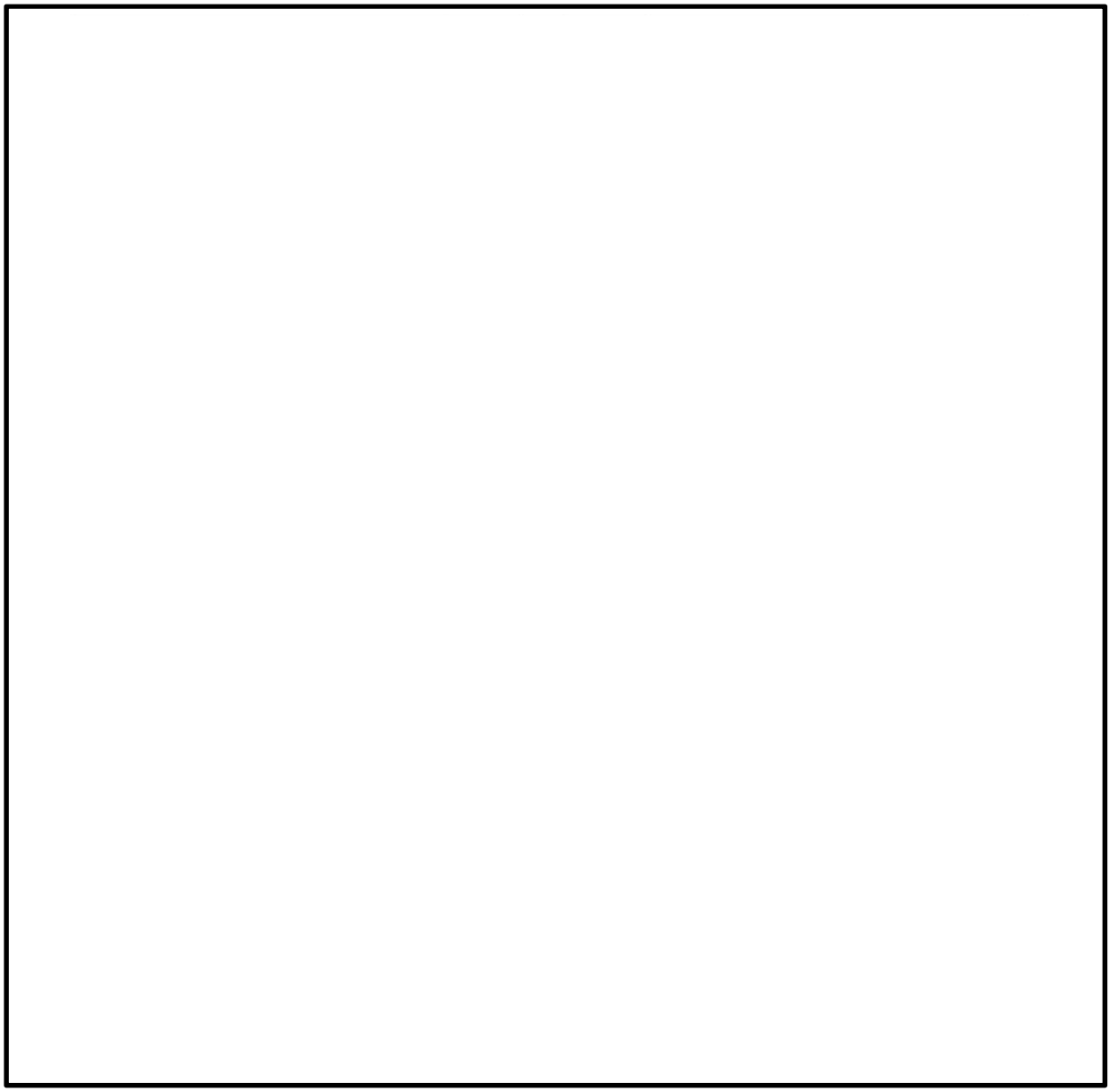
項目	算出結果
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間(h)	約 5.0
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸散量(m^3／h)	約 16
必要注水流量(m^3／h)	約 13
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.86m 低下するまでの時間※ (h)	約 9.8
燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間※ (day)	約 2.4
使用済燃料プール水位の低下速度 (m／h)	約 0.13

※　事象発生から沸騰開始までの時間を含む

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について

凡例
：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）
：ホースルート（垂直）
：可搬型スプレイノズル設置場所
：耐火壁

原子炉建屋原子炉棟 6 階



凡例

：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）

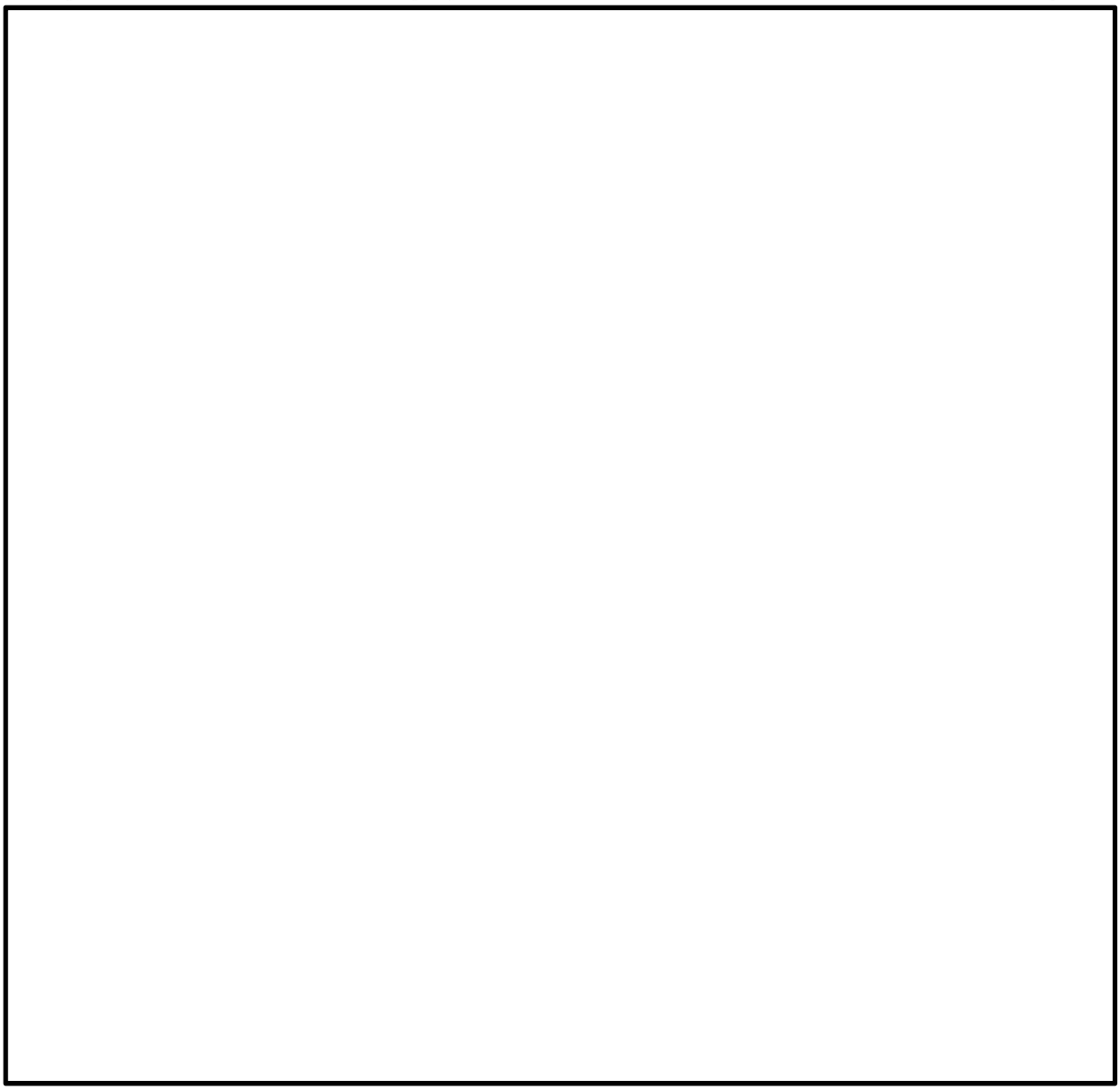
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）

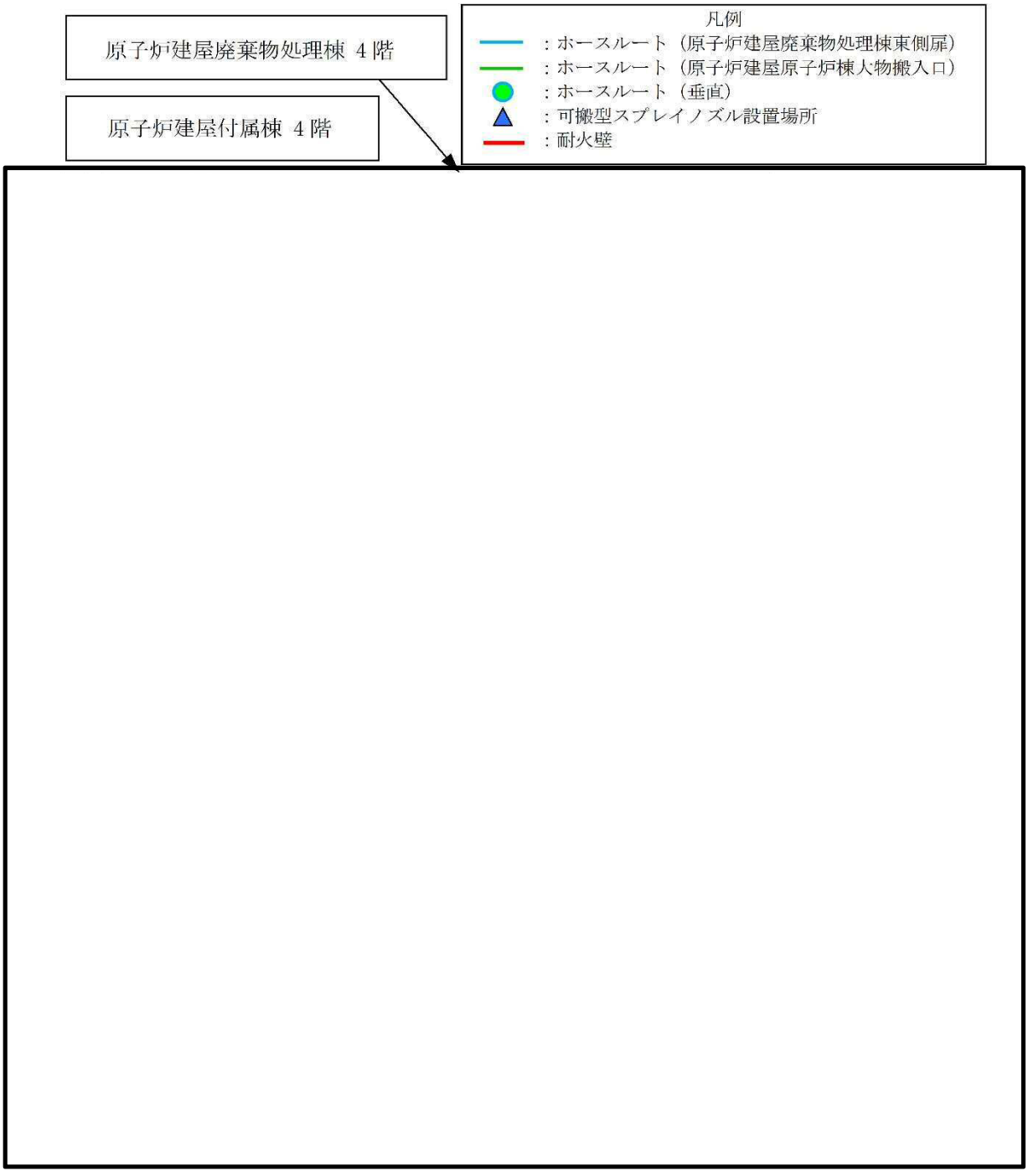
：ホースルート（垂直）

：可搬型スプレイノズル設置場所

：耐火壁

原子炉建屋原子炉棟 5 階




原子炉建屋廃棄物処理棟 4階
原子炉建屋付属棟 4階
凡例
：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）
：ホースルート（垂直）
：可搬型スプレイノズル設置場所
：耐火壁

凡例

：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）

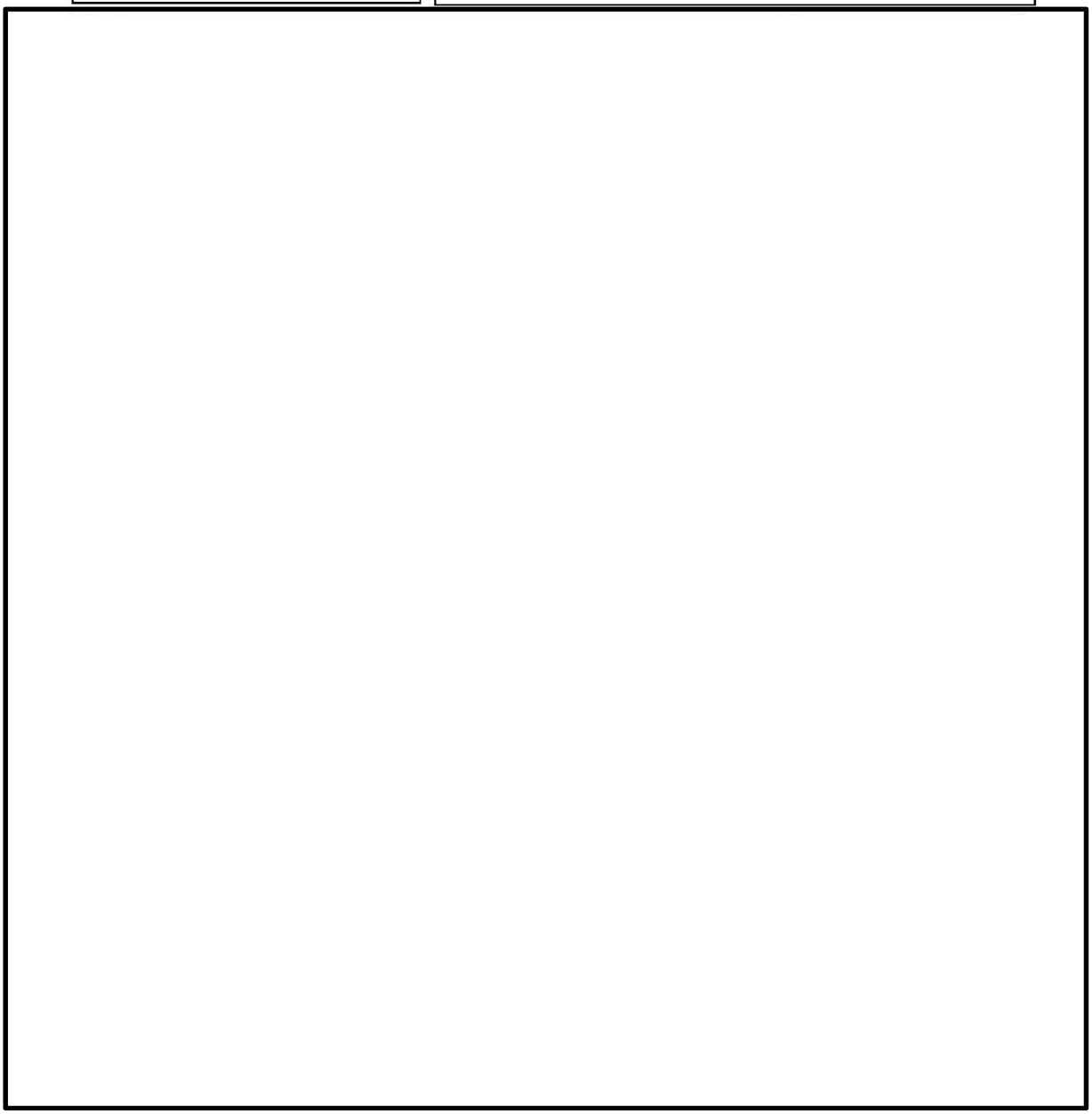
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）

：ホースルート（垂直）

：可搬型スプレイノズル設置場所

：耐火壁

原子炉建屋付属棟 3階



凡例

：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）

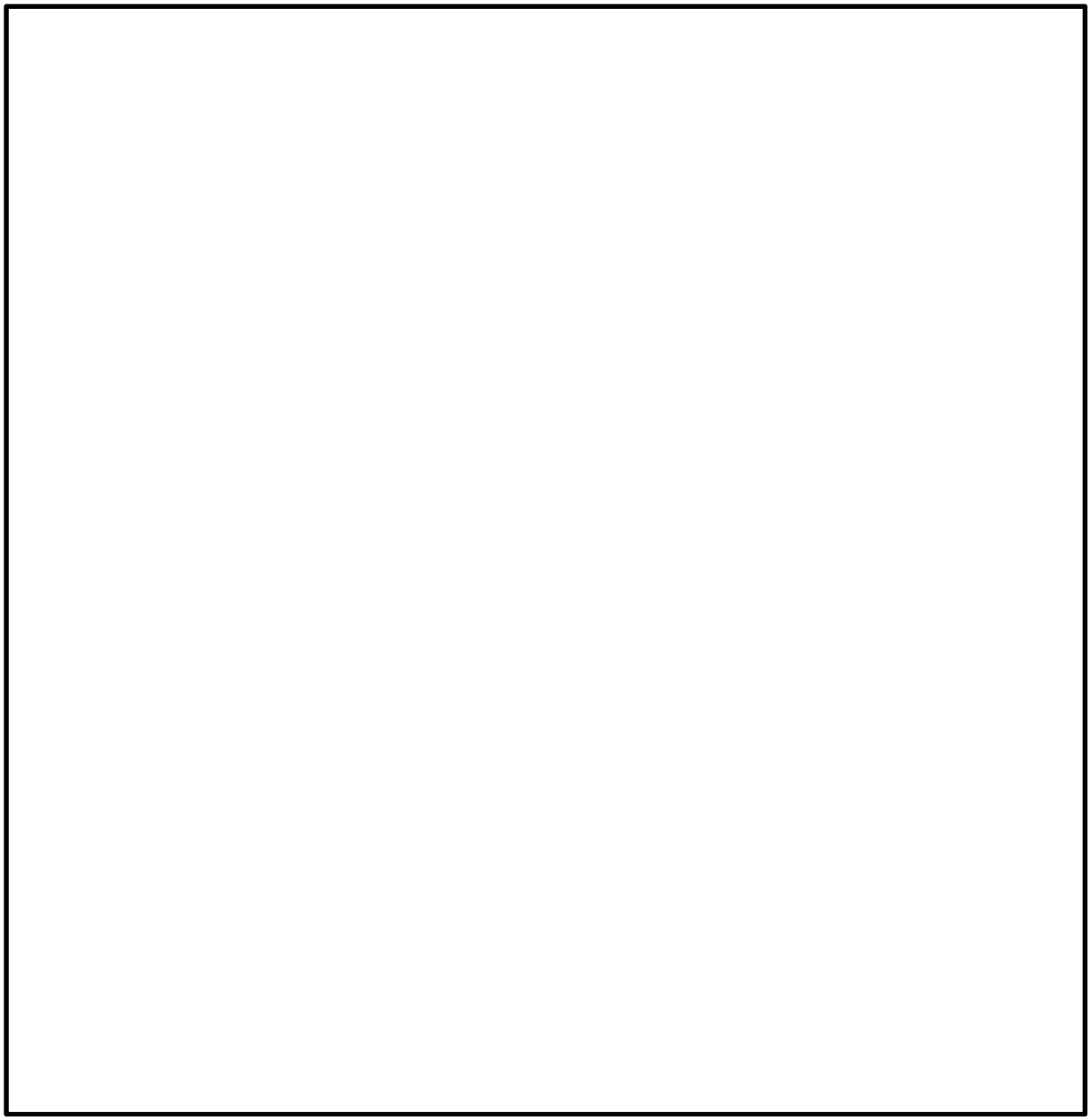
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）

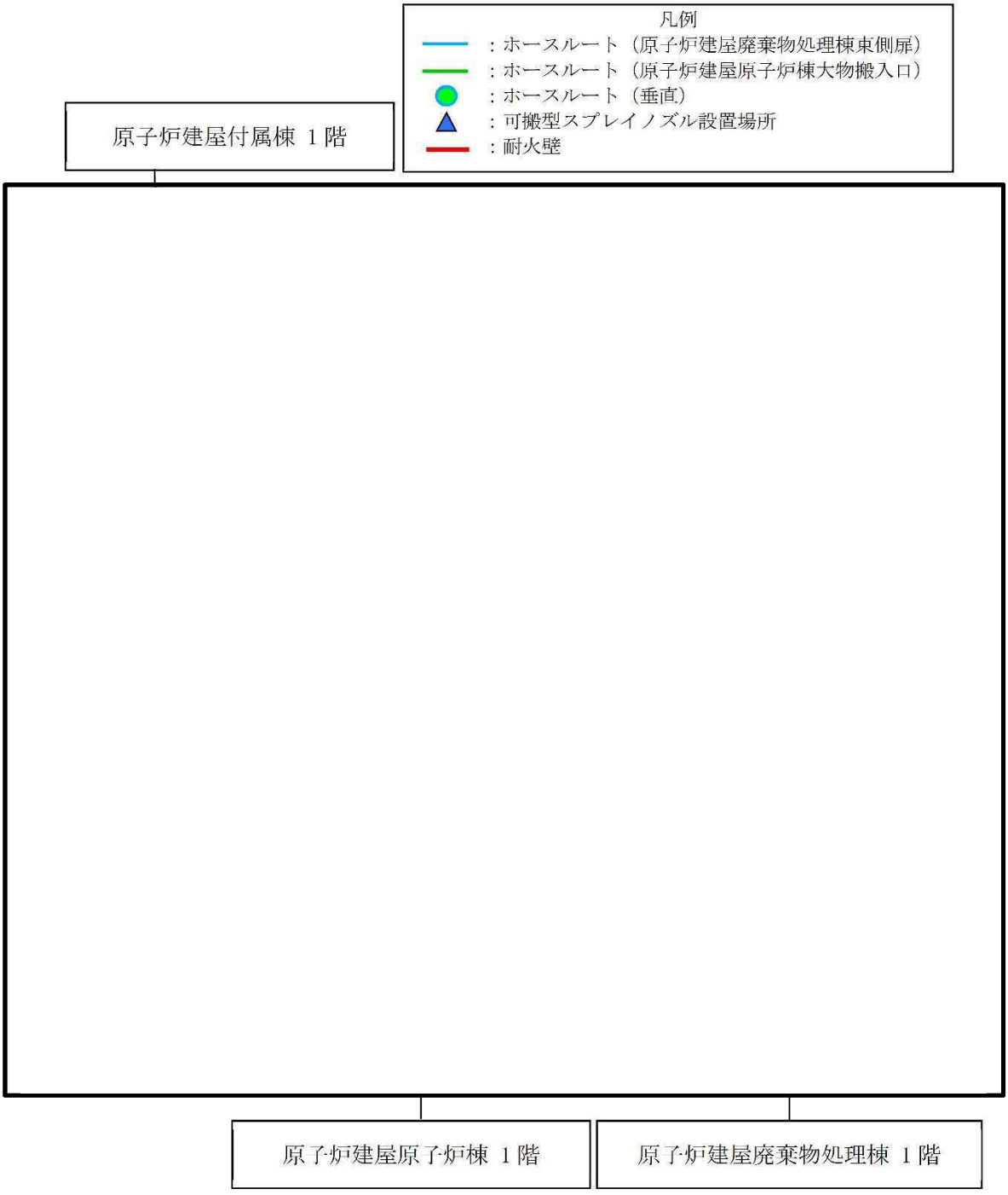
：ホースルート（垂直）

：可搬型スプレイノズル設置場所

：耐火壁

原子炉建屋付属棟 中２階




凡例
：ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）
：ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）
：ホースルート（垂直）
：可搬型スプレイノズル設置場所
：耐火壁
原子炉建屋付属棟 1階
原子炉建屋原子炉棟 1階
原子炉建屋廃棄物処理棟 1階

解釈一覧

判断基準の解釈一覧（1／3）

手順			判断基準記載内容	解釈
1.11.2.1 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	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が 50℃以上
		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）	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上
		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）	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上

判断基準の解釈一覧（2／3）

手順			判断基準記載内容	解釈
1.11.2.1 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 【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上
		d．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】	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上

判断基準の解釈一覧（3／3）

手順			判断基準記載内容	解釈
1.11.2.2 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	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プール水位指示値が水位低警報レベル（通常水位－142 ㎜以下）まで低下
			使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下	使用済燃料プール水位指示値が使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜ を下回る水位低下
		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）	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プール水位指示値が水位低警報レベル（通常水位－142㎜以下）まで低下
			使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下	使用済燃料プール水位指示値が使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下
		c．可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プール水位指示値が水位低警報レベル（通常水位－142㎜以下）まで低下
			使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下	使用済燃料プール水位指示値が使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下
	(2) 漏えい緩和	a．使用済燃料プール漏えい緩和	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プール水位指示値が水位低警報レベル（通常水位－142㎜以下）まで低下
			使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下	使用済燃料プール水位指示値が使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,668㎜を下回る水位低下
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1) 使用済燃料プールの状態監視	a．使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	使用済燃料プール水位低警報	使用済燃料プール水位指示値が通常水位－142㎜以下
			使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度指示値が50℃以上

操作手順の解釈一覧（1／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1)　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	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	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
			使用済燃料プール水位低レベル以上	使用済燃料プール水位低レベル（通常水位－142mm）以上
		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）	使用済燃料プール水位低レベル以上	使用済燃料プール水位低レベル（通常水位－142mm）以上
		d．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】	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上
			使用済燃料プール水位低レベル以上	使用済燃料プール水位低レベル（通常水位－142mm）以上
		d．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】	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa［gage］以上
			残留熱除去系系統流量指示値の上昇	残留熱除去系系統流量指示値が約75m^3／hまで上昇
			使用済燃料プール水位低レベル以上	使用済燃料プール水位低レベル（通常水位－142mm）以上

操作手順の解釈一覧（2／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1)　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	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	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
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	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）が約144m^3／hまで上昇
		(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	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）が約144m^3／hまで上昇

弁番号及び弁名称一覧

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
常設低圧代替注水系系統分離弁	（常設低圧代替注水系系統分離弁）※1	－	中央制御室 常設低圧代替注水系格納槽内（非管理区域）
使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	（使用済燃料プール注水ライン流量調整弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
	（使用済燃料プール注水ライン流量調整弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
使用済燃料プールスプレイライン元弁	（使用済燃料プールスプレイライン元弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
	（使用済燃料プールスプレイライン元弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
原子炉建屋西側接続口の弁	（原子炉建屋西側接続口の弁）※1	－	屋外
原子炉建屋東側接続口の弁	（原子炉建屋東側接続口の弁）※1	－	屋外
高所東側接続口の弁	（高所東側接続口の弁）※1	－	屋外
高所西側接続口の弁	（高所西側接続口の弁）※1	－	屋外
補助ボイラ冷却水元弁	H／B冷却水元弁	7-20V204	タービン建屋1階西側（管理区域）
残留熱除去系Ｂ系消火系ライン弁	RHR（B）FPライン弁	E12-F093（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下1階RHR（B）熱交換器室（管理区域）
	RHR（B）FPライン弁	E12-F094（MO）	中央制御室 原子炉建屋原子炉等地下1階RHR（B）熱交換器室（管理区域）
残留熱除去系Ｂ系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁	RHR（B）-FPCライン隔離弁	E12-F170B	原子炉建屋原子炉棟3階東側（管理区域）
残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁	FPC使用済み燃料貯蔵池RHR系リサイクル弁	G41-F036	原子炉建屋原子炉棟4階東側（管理区域）
使用済燃料プール注水ライン元弁	（使用済燃料プール注水ライン元弁（常設／可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
	（使用済燃料プール注水ライン元弁（可搬ライン））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内（管理区域）
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁	（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁）※1	－	原子炉建屋付属棟4階（管理区域）
燃料プール冷却浄化系入口隔離弁	（燃料プール冷却浄化系入口隔離弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	（代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	（代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階（管理区域）
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（A））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）
代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	（代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁）※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟1階（管理区域）
代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）	（代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B））※1	－	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）
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西側接続口の弁）※1	－	屋外
代替燃料プール冷却系東側接続口の弁	（代替燃料プール冷却系東側接続口の弁）※1	－	屋外
代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁	（代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁）※1	－	屋外

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

添付資料 1.11.9

手順のリンク先について

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.11.2.3(1)ｂ．代替電源による給電

・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

＜リンク先＞ 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電

1.14.2.2(1)ｂ．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

2. 1.11.2.4(1)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

・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

＜リンク先＞ 1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.6(1)ａ．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.6(1)ｂ．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

3．1.11.2.5　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

＜リンク先＞　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

・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

＜リンク先＞　1.13.2.1(5)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）

1.13.2.1(6)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）

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）

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）

・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

＜リンク先＞　1.14.2.1(1)　代替交流電源設備による給電

1.14.2.2(1)ｂ．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2)ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.6(1)ａ．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.6(1)ｂ．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

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

1.14.2.7(3)　軽油貯蔵タンクから２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失

1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失

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

添付資料1.12.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.12.2　自主対策設備仕様

添付資料1.12.3　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

添付資料1.12.4　放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

添付資料1.12.5　放水砲の設置位置及び使用方法等について

添付資料1.12.6　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

添付資料1.12.7　汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

添付資料1.12.8　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

添付資料1.12.9　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
添付資料1.12.10　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
添付資料1.12.11　放水設備における泡消火薬剤の設定根拠について
添付資料1.12.12　消火設備の消火性能について
添付資料1.12.13　手順のリンク先について

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。

（添付資料 1.12.1）

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2vol％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。

（添付資料1.12.3，1.12.4，1.12.5）

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。

（添付資料1.12.6）

(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。

（添付資料1.12.7）

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。

（添付資料1.12.8）

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。

（添付資料1.12.9，1.12.12）

(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

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。

（添付資料1.12.5，1.12.10，1.12.11，1.12.12）

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	－	

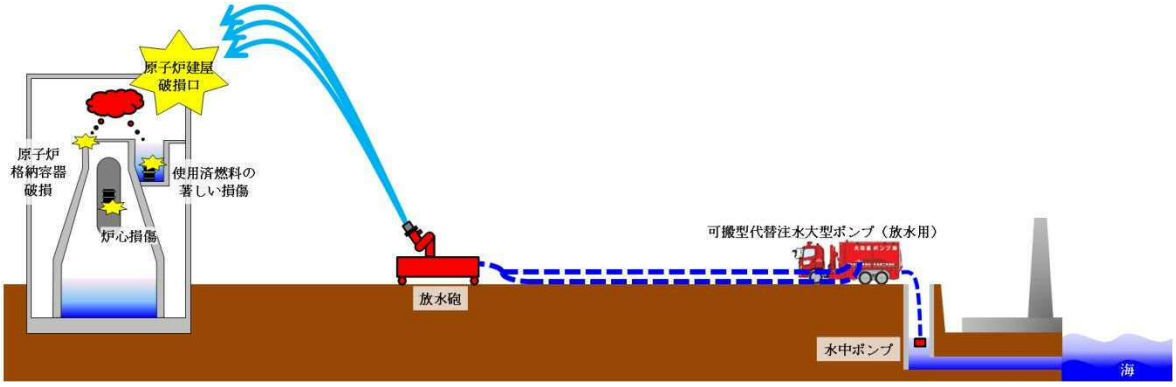
監視計器一覧（3／4）

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	－	

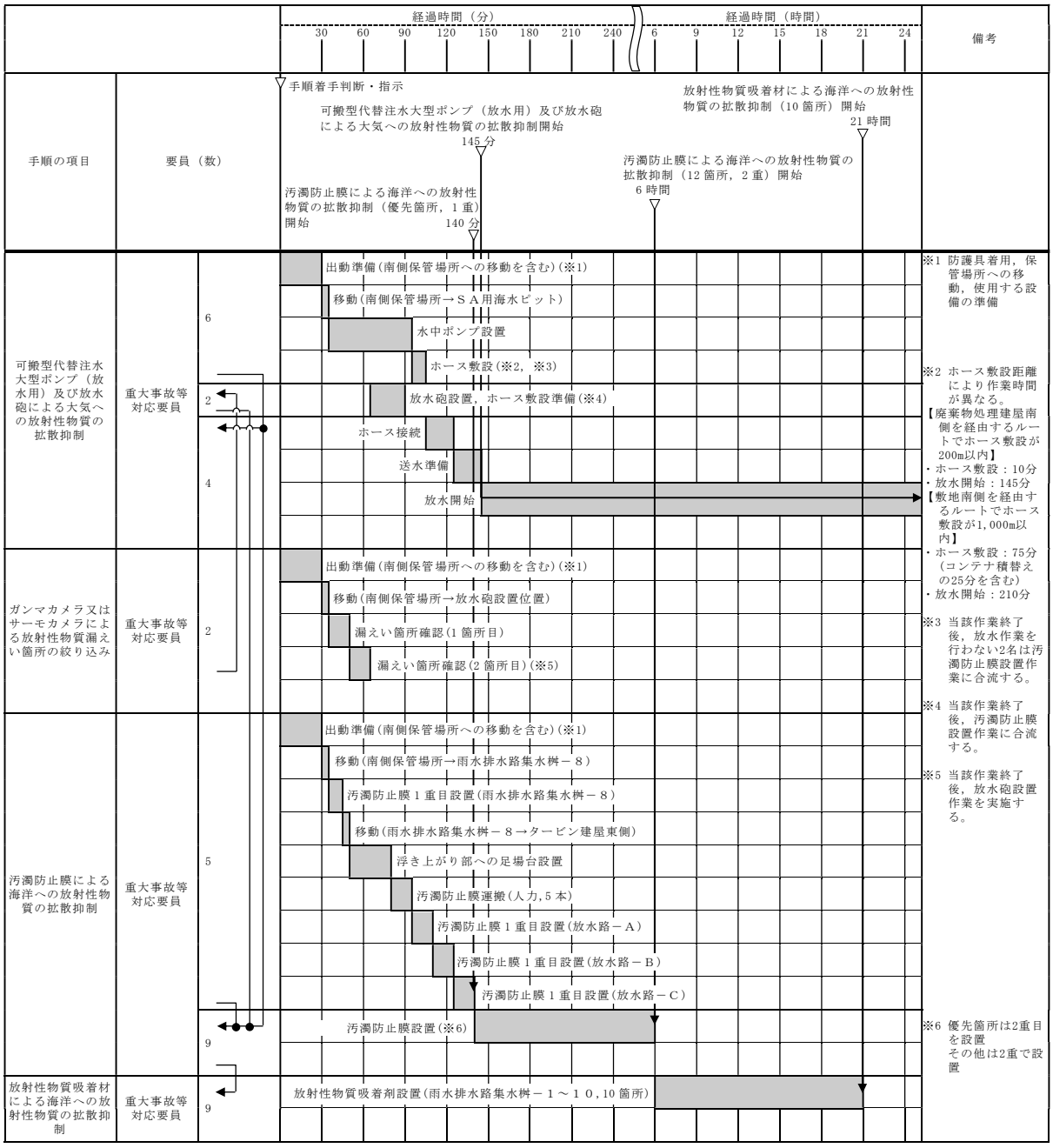
監視計器一覧（4／4）

<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

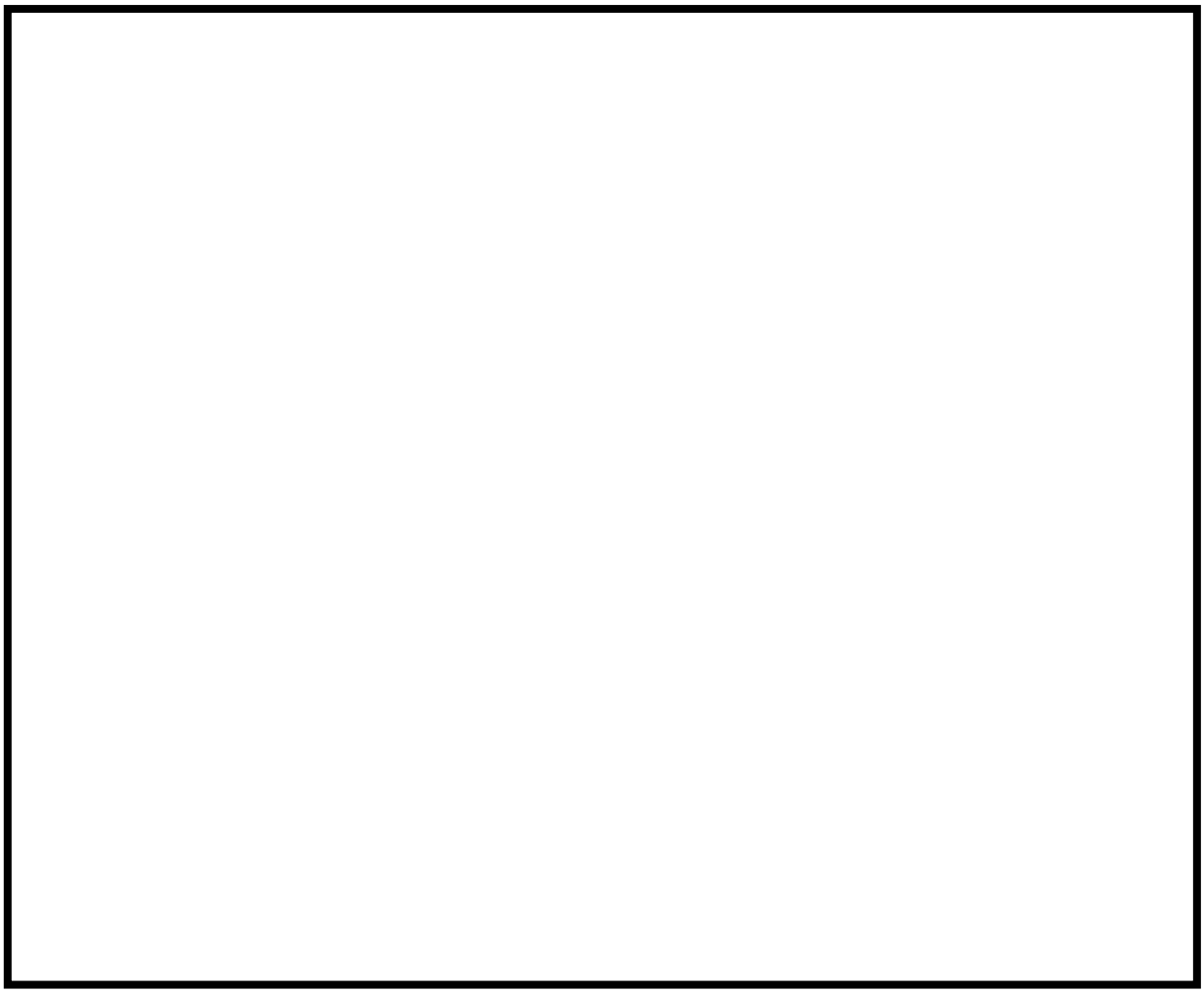
重大事故等対策要領</td><td>判断基準</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>操作</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順
(2)　航空機燃料火災への対応
a．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火</td></tr>
<tr><td rowspan="2">重大事故等対策要領</td><td>判断基準</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>操作</td><td colspan="2">－</td></tr>
</table>



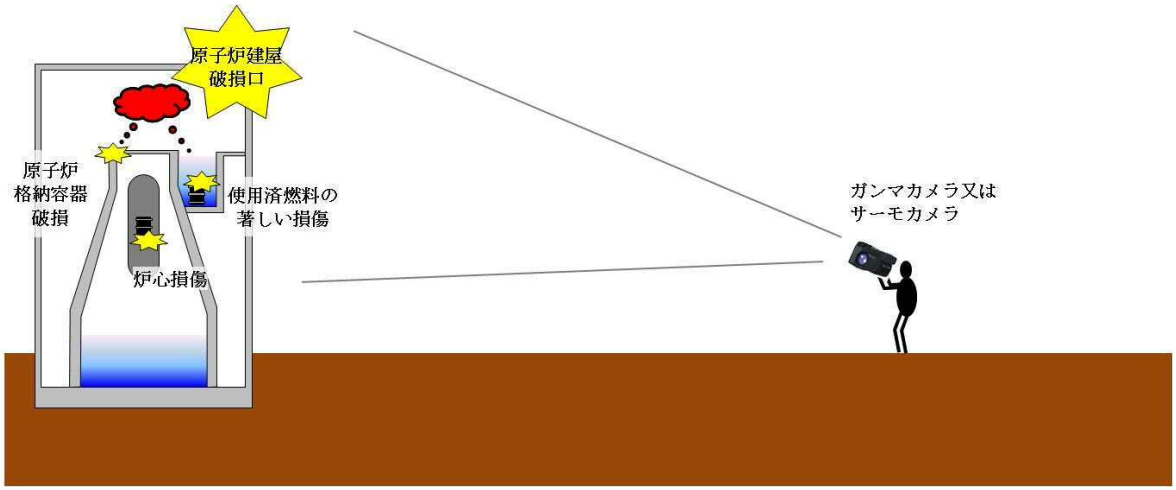
第1.12－1図　大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図



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



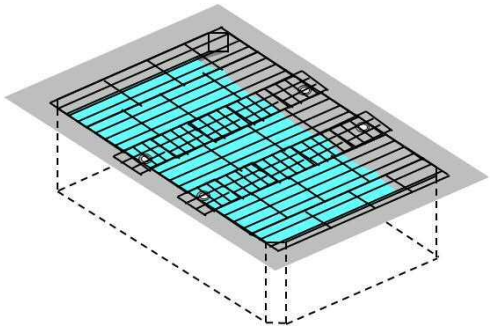
第 1.12－3 図　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置図（例）



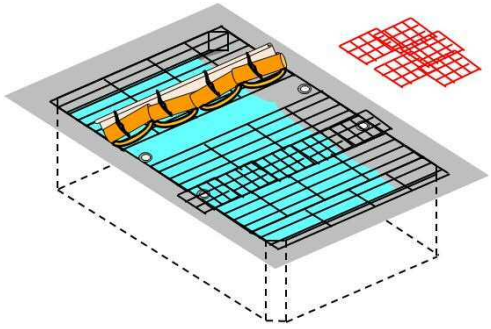
第 1.12－4 図　ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順の概要図

第 1.12－5 図　汚濁防止膜の設置位置図

Ⅰ

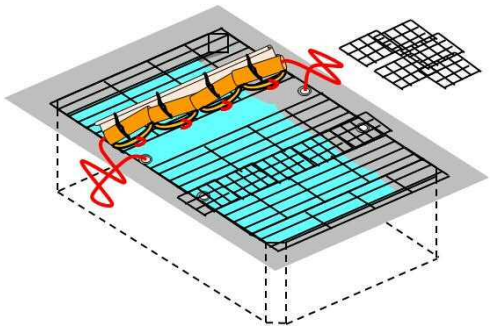


Ⅱ



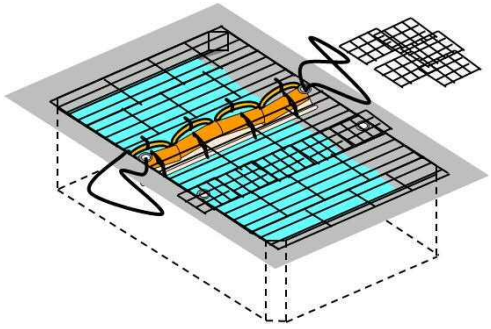
汚濁防止膜を設置する箇所のグレーチングを外し，脇に汚濁防止膜を置く。(②※)

Ⅲ



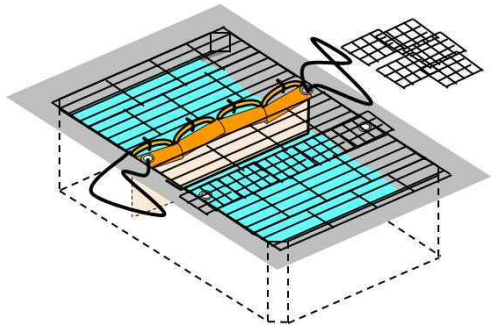
汚濁防止膜のフロート部とグレーチング，フロート両端部と固定金具をロープで固縛する。(③※)

Ⅳ



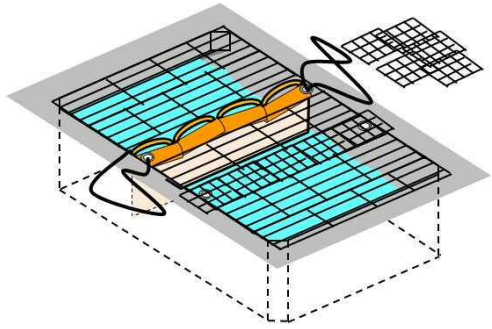
汚濁防止膜を転がして，雨水排水路集水桝等内に吊り下げる。(③※)

Ⅴ



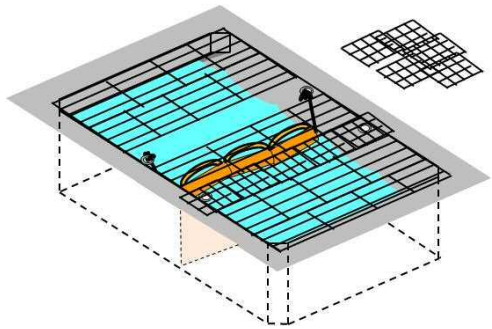
汚濁防止膜のカーテン部を固縛していたロープを外し，カーテンを開放する。(④※)

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



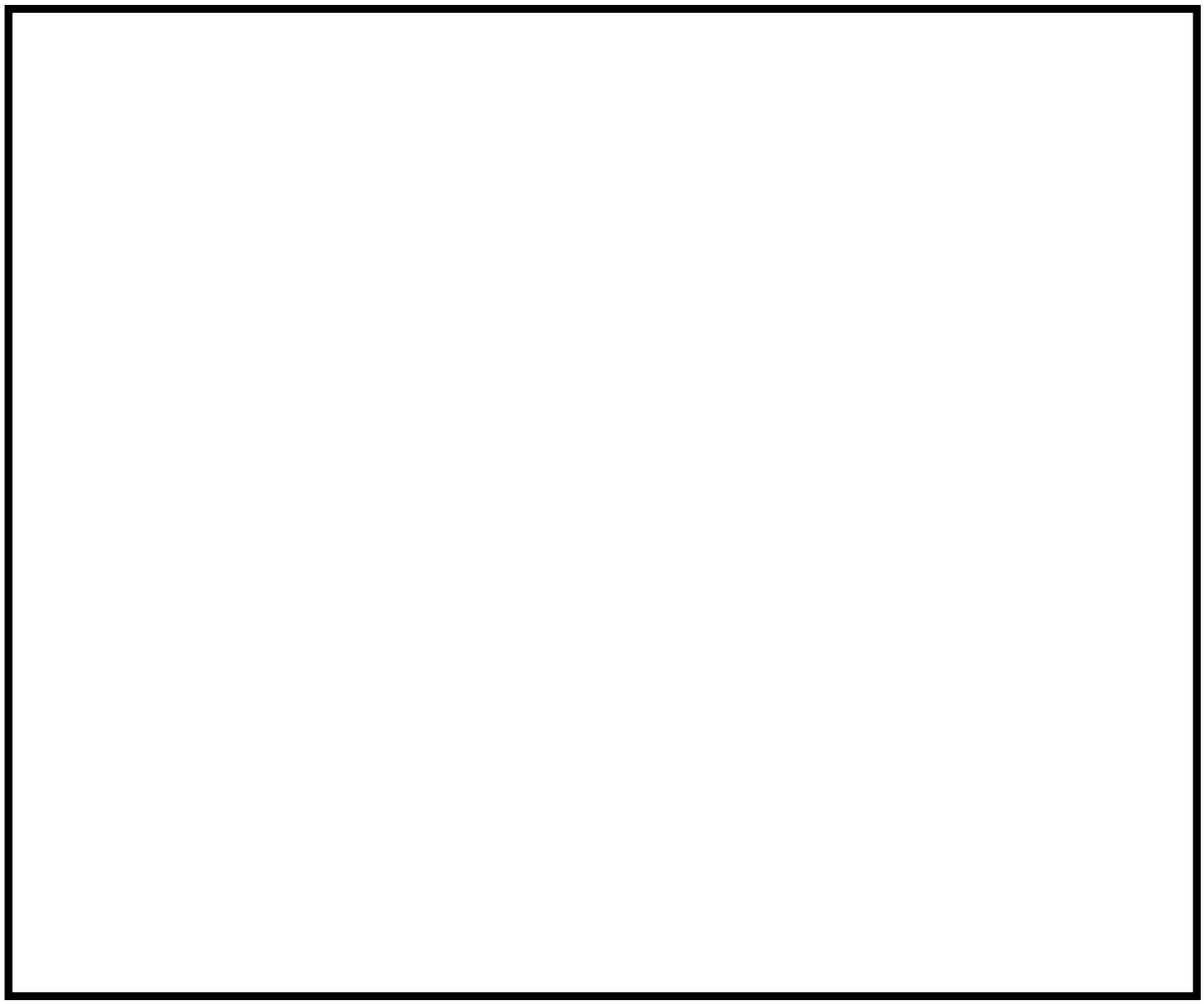
汚濁防止膜のフロート両端部に取り付けたロープを徐々に繰り出し，カーテン部のおもりを着底させ，汚濁防止膜を設置する。(⑤※)

Ⅷ

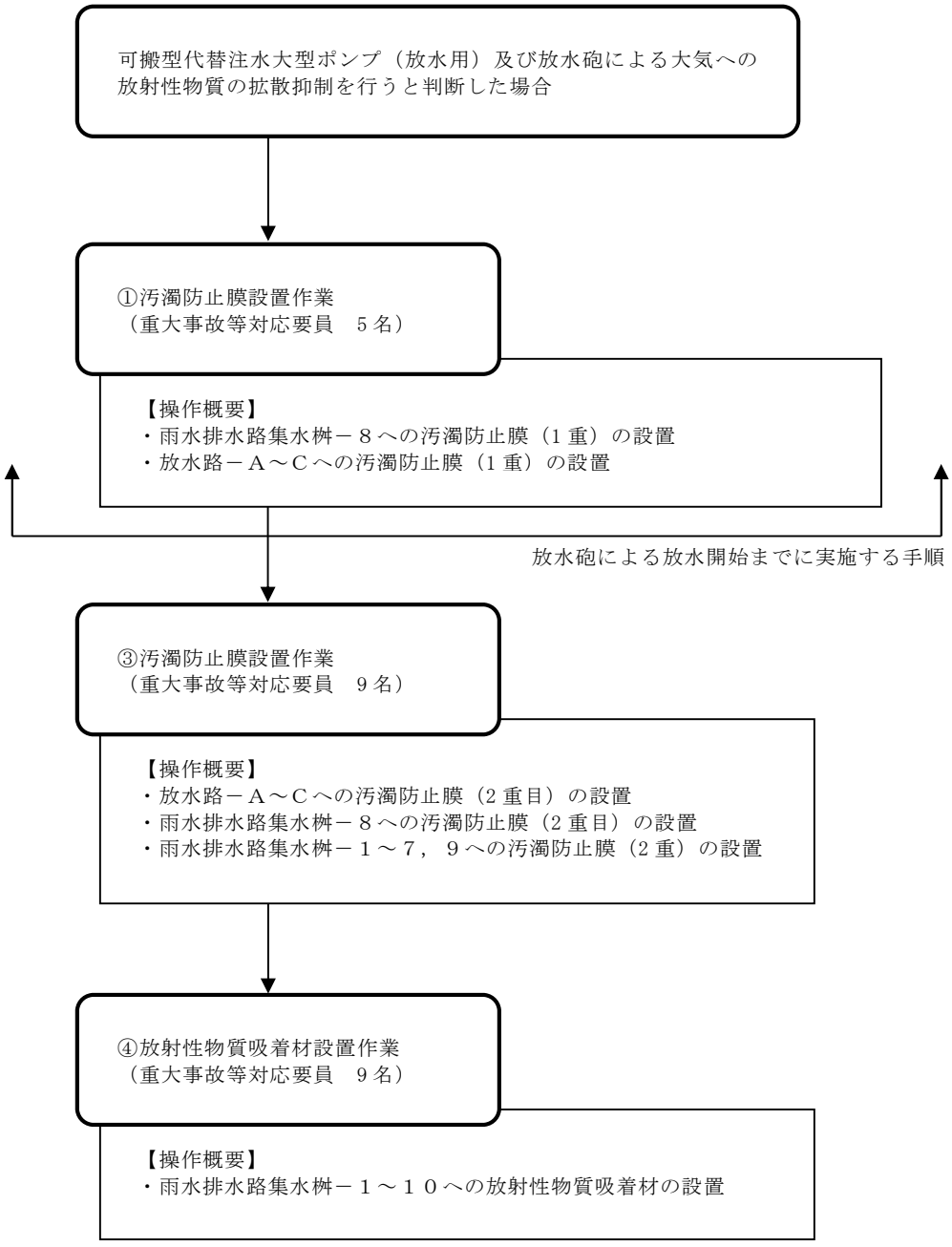
以降，同様の手順にて 2 重目の汚濁防止膜を設置する。(⑥※)

※　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。

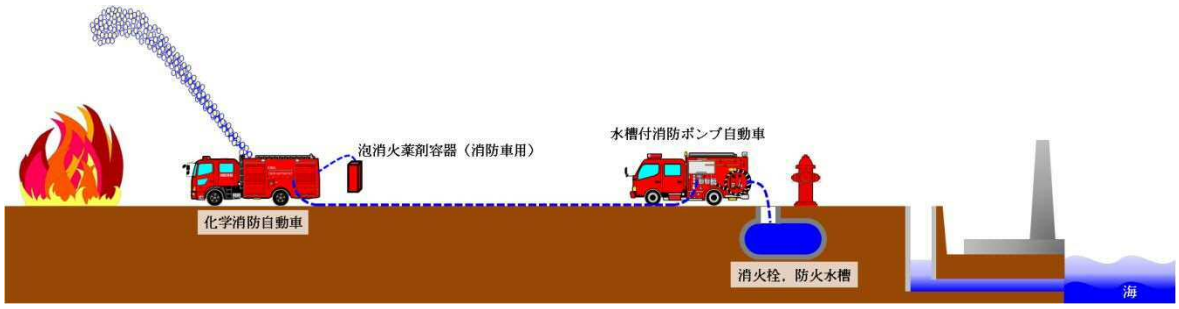
第 1.12－6 図　汚濁防止膜設置手順の概要図



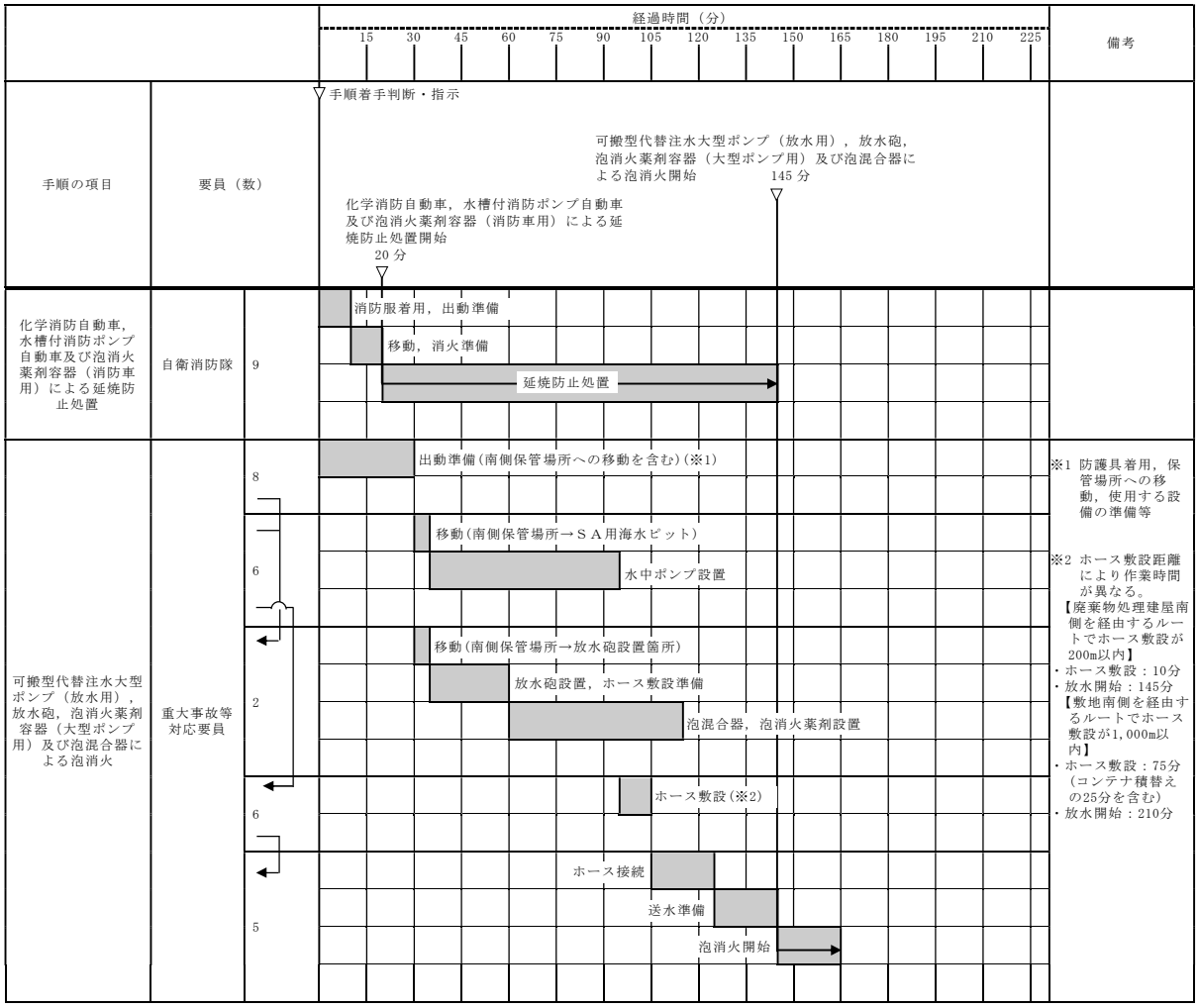
第 1.12－7 図　放射性物質吸着材の設置位置図



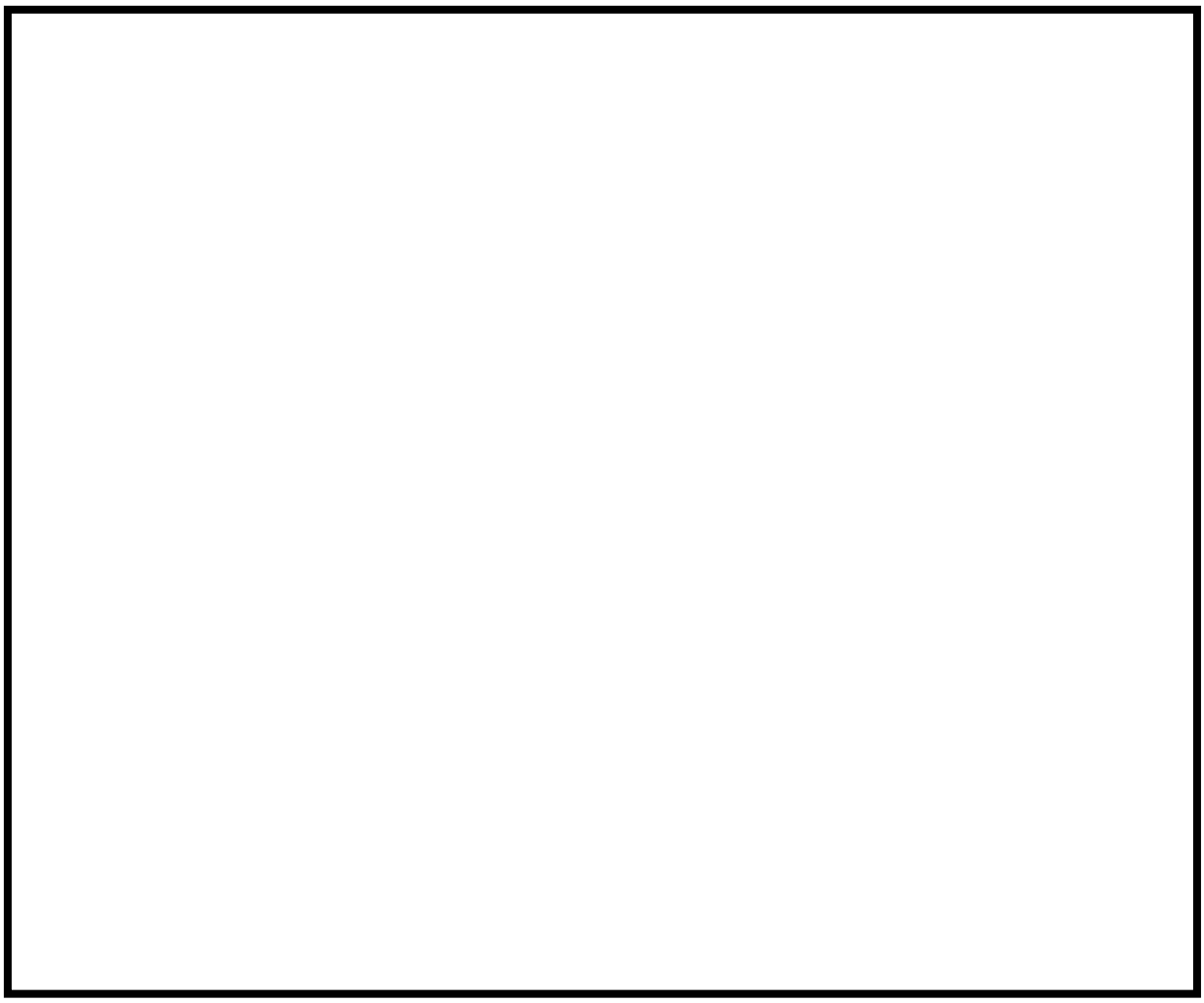
第 1.12－8 図　海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ



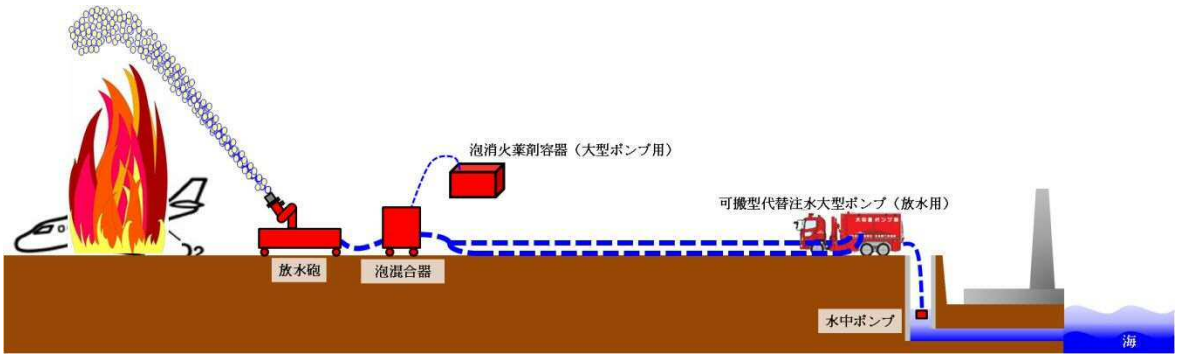
第1.12－9図　初期対応における延焼防止処置概要図



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）



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)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／3）

技術的能力審査基準(1.12)	番号	設置許可基準規則(55 条)	技術基準規則(70 条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷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。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、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設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷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設備を施設しなければならない。	④
【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。	—	【解釈】 1　第５５条に規定する「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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1　第７０条に規定する「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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
a)　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。	②	a）原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。	a）原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。	⑤
		b）放水設備は、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に対応できること。	b）放水設備は、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に対応できること。	⑥
		c）放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。	c）放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。	⑦
		d）放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。	d）放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。	⑧
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。	③	e）海洋へ放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。	e）海洋へ放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。	⑨

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／3）

重大事故等対処設備					自主対策	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
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）	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧	－	大気への放射性物質の拡散抑制	ガンマカメラ
	ホース	新設				
	放水砲	新設				サーモカメラ
	燃料給油設備	新設				
海洋への放射性物質の拡散抑制	汚濁防止膜	新設	① ③ ④ ⑨	－	海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材
－	－	－	－	－	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
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）	新設	① ④ ⑥ ⑦ ⑧	－	－	－
	ホース	新設				
	放水砲	新設				
	泡消火薬剤容器 （大型ポンプ用）	新設				
	泡混合器	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／3）

技術的能力審査基準(1.12)	適合方針
【本文】 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。	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，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，汚濁防止膜及び放射性物質吸着材により，発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。
【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。	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，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。
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。	原子炉建屋に海水を放水することにより発生する放射性物質を含む汚染水を，汚濁防止膜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等を整備する。

自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
ガンマカメラ	可搬	－	－	－	1台
サーモカメラ	可搬	－	－	－	1台
放射性物質吸着材	可搬	－	－	－	1式
化学消防自動車	可搬	－	$168m^3$／h	85m	2台
水槽付消防ポンプ自動車	可搬	－	$168m^3$／h	85m	2台
泡消火薬剤容器（消防車用）	可搬	－	20L	－	60個
消火栓（原水タンク）	常設	C	$372m^3$（原水タンク）	－	1個
防火水槽	常設	－	$40m^3$	－	5個

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

1. 操作概要

放射性物質放出箇所（原子炉建屋の破損口）付近に放水砲を配置するとともに，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺に配備し，水中ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から放水砲まで送水するためのホース等を設置し，接続する。放水砲の噴射ノズルを放射性物質放出箇所に向けて調整した後，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，放水操作により放射性物質放出箇所へ海水をスプレイする。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：準備 8 名（重大事故等対応要員），
　　拡散抑制時 4 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：145 分（ホース約 200m を敷設した場合の時間であり，敷設長さにより変わる）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4.　操作の成立性について

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

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作 業 性：可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）からのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

水中ポンプの設置は，クレーン装置により吊り降ろすため容易に設置可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

車両の作業用照明拡大

水中ポンプ

ホース

ホースの敷設状況

水中ポンプの設置状況

放水砲による放水（直状放射）

放水砲による放水（噴霧放射）

仰角 60° での放水状況（直状放射、ジブクレーン高さ：約 30m）

直状放射した際の到達点での状態

添付資料 1.12.4

放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

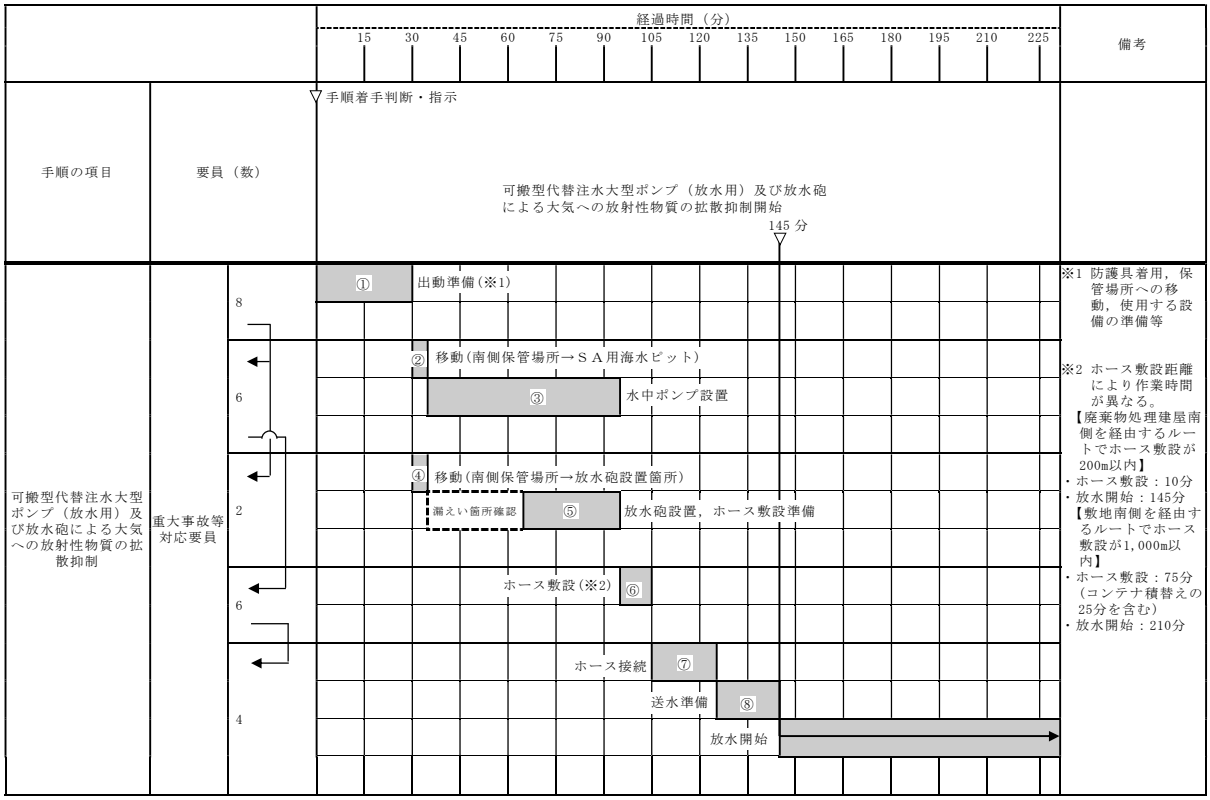
1. はじめに

「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」のうち，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，ホース敷設時間により，短いケースで 145 分，長いケースで 210 分での対応を想定している。

以下にその詳細を説明する。

(1) 全体の作業時間について

第 1 図に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タイムチャートを示す。



第 1 図　大気への放射性物質の拡散抑制　タイムチャート（145 分ケース）

第 1 図に示す作業の想定時間は第 1 表のとおりである。

第1表　個別作業の概要及び想定時間

（ホース敷設距離を最短ルートである200m※とした場合）

	作業名	想定時間	備考
①	出動準備	30分	a.防護具着用：13分（訓練実績） b.緊急時対策所から南側保管場所までの移動距離は約300mで，徒歩での移動速度を4km／hと想定している。 0.3km÷4km／h＝4.5分≒5分 c.車両使用前点検：10分（想定） a＋b＋c＝28分≒30分
②	移動	5分	南側保管場所から廃棄物処理建屋南側を経由して取水箇所（ＳＡ用海水ピット）までの移動距離は約700mで，車両の移動速度は10km／hと想定している。 0.7km÷10km／h＝4.2分≒5分 移動する車両は2台 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）：1台 ・ホース展張車（放水用）：1台
③	水中ポンプ設置	60分 (6名)	6名の作業内容 図2　水中ポンプ設置のタイムチャート参照
④	移動	5分	南側保管場所から放水砲設置位置（原子炉建屋南側）までの移動距離は約600mで，車両の移動速度は10km／hと想定している。 0.6km÷10km／h＝3.6分≒5分 移動する車両は1台 ・放水砲／泡消火薬剤運搬車：1台
⑤	放水砲設置， ホース敷設準備	25分 (2名)	a.放水砲設置：5分（訓練実績） b.放水砲設置位置から取水箇所までの移動距離は約200mで，車両の移動速度は10km／hと想定している。 0.2km÷10km／h＝1.2分≒5分 c.ホース敷設準備：5分（訓練実績） a＋b＋c＝15分 a，cの作業については過度な気象条件下での作業効率低下（20%）をそれぞれ考慮し a’：5分×1.2＝6分≒10分 c’：5分×1.2＝6分≒10分 よって，a’＋b＋c’＝25分
⑥	ホース敷設	10分 (6名) [200m分]	6名の内訳 ・指揮者：1名 ・ホース展張車（放水用）運転：1名 ・ホース敷設：4名（ホースの敷設状況（ねじれ等のないこと等）の確認・調整） ホース敷設の訓練実績：100m／5分 身体的に負担の掛かる作業ではないため，過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 200m÷(100m／5分)＝10分
⑦	ホース接続	20分 (4名)	ホース接続の訓練実績：15分 過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し， 15分×1.2＝18分≒20分
⑧	送水準備	20分 (4名)	訓練実績より a.ホース接続確認：10分 b.ホース水張り：10分 身体的に負担の掛かる作業ではないため，過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 a＋b＝20分

※　最短ルート（200m）は，水源をＳＡ用海水ピット，放水砲設置位置を原子炉建屋南側エリアとし，廃棄物処理建屋南側を経由した場合の敷設距離

項目		対応要員	経過時間（分） 10 20 30 40 50 60
水中ポンプ設置	ポンプ車の準備（取水ホース用意，吸込側ホース架台設置，クレーン準備等）（※1）	A,B,C,D,E,F	
	水中ポンプ引出（1個目）（※2）	A,B,C	
	ＳＡ用海水ピット蓋開放（1個目）	D,E,F	
	水中ポンプ投入（1個目）（※3）	A,B,C,D,E,F	
	水中ポンプ引出（2個目）（※2）	A,B,C	
	ＳＡ用海水ピット蓋開放（2個目）	D,E,F	
	水中ポンプ投入（2個目）（※3）	A,B,C,D,E,F	

※1　ポンプ車の準備：5分（訓練実績）
　　過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し，5分×1.2＝6分≒10分
※2　水中ポンプ引出：10分（訓練実績）
　　過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し，10分×1.2＝12分≒15分
※3　水中ポンプ投入：5分（訓練実績）
　　過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し，5分×1.2＝6分≒10分
よって，水中ポンプ設置作業は，訓練実績では5分＋10分＋5分＋10分＋5分＝35分で実施可能であるが，過度な気象条件下での作業効率低下を考慮し，保守的に，60分と想定している。

第2図　水中ポンプ設置のタイムチャート

以上のとおり作業時間を想定しており，第1表に示す①～⑧作業（④，⑤は除く※）の合計145分と想定している。

※ ④と⑤の作業は，第1図のとおり，②と③の作業と並行で実施するため合計時間に影響しない。

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，敷設するホースの長さにより作業時間が145分～210分となる。

この点について以下に説明する。

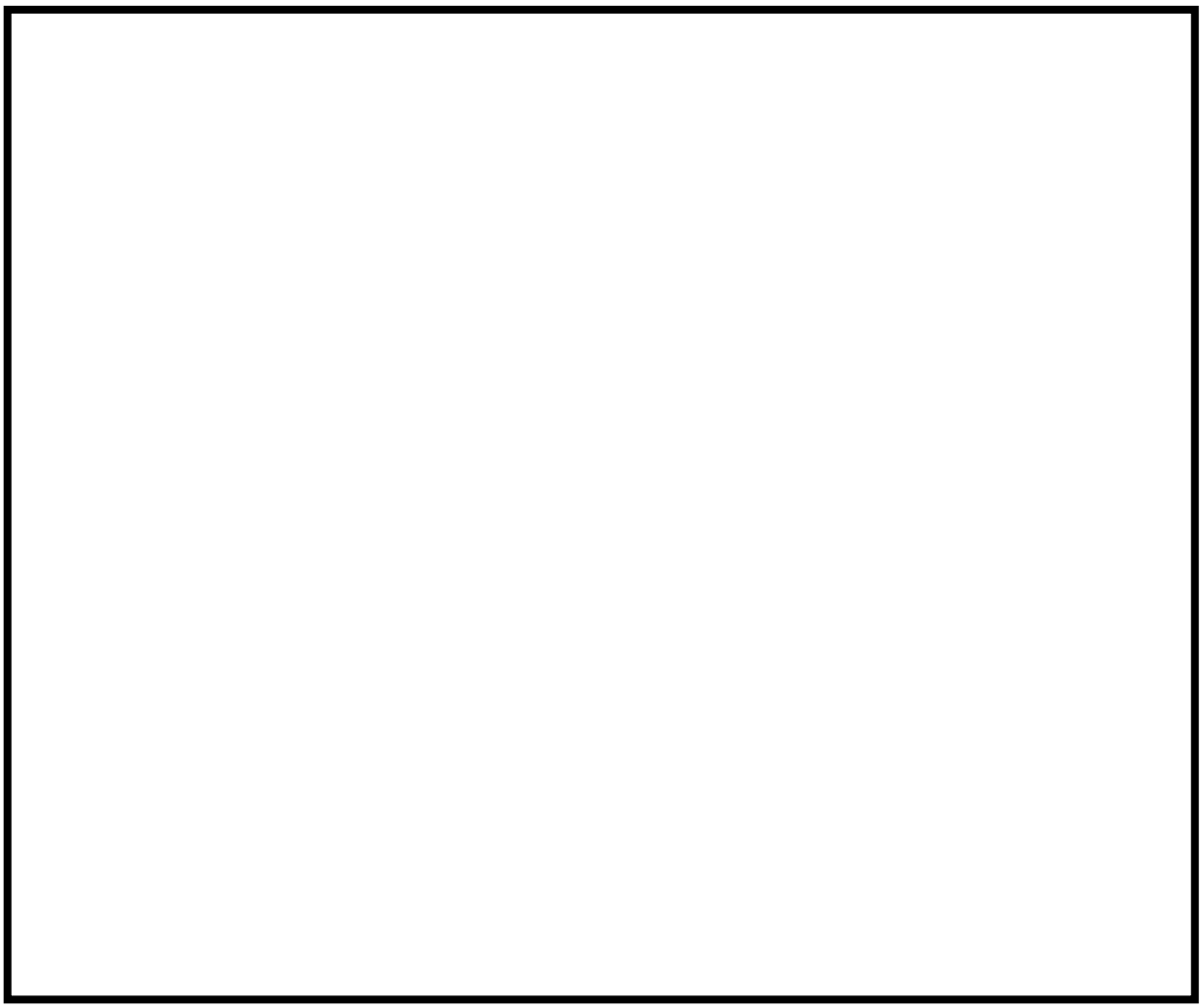
ホースはホース展張車（放水用）1台につき，600m分積載することができる。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制では，このホースを2条引きにして敷設することから，ホース展張車（放水用）1台分で300mのホース敷設ができる。

ホース展張車（放水用）は2台使用できるため，ホース敷設距離が600m以内の場合はホース敷設のみで作業を完了させることができるが，ホース敷設距離が600mを超える場合は，保管場所でホースコンテナを積替える作業が発生する。ホースコンテナ積替えに要する時間は，25 分と想定している。

ホース敷設に要する時間は，今までの訓練実績より，100m分の敷設に5分の作業時間を想定している。

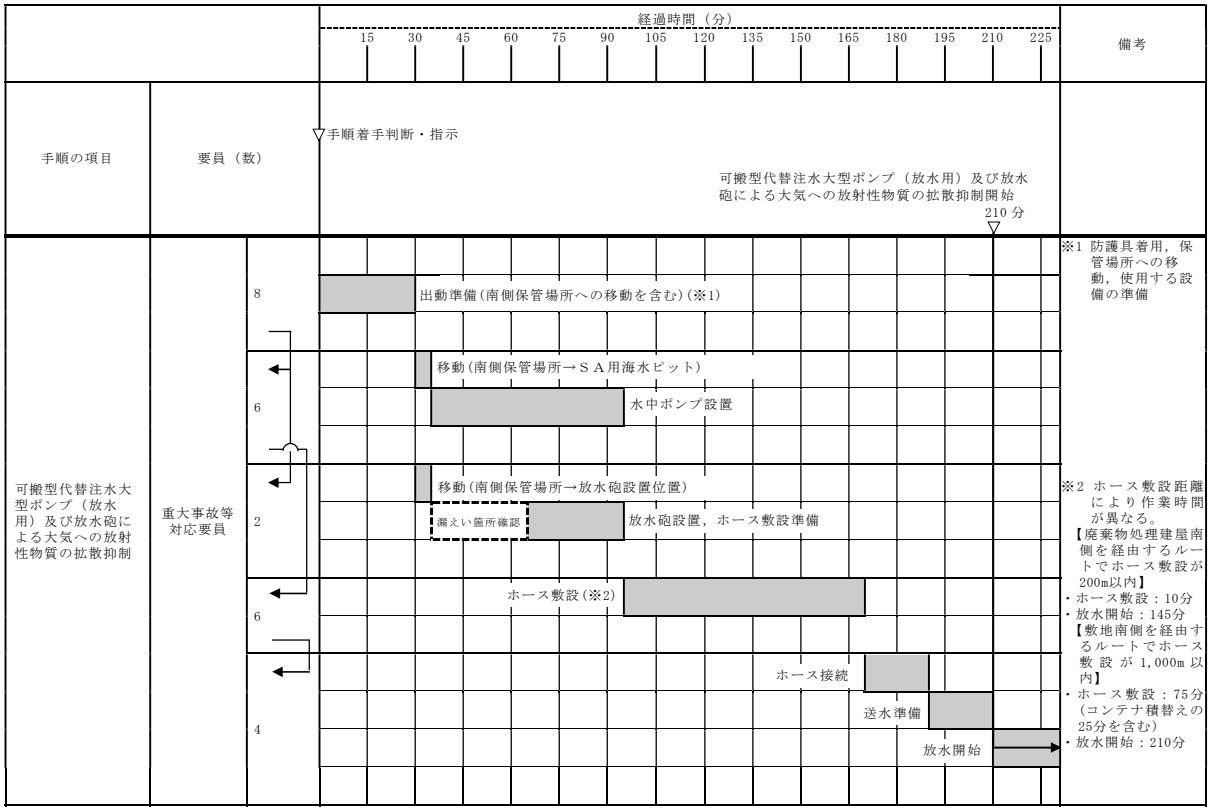
防潮堤内の海水取水箇所から原子炉建屋周辺の放水砲設置位置までのホース敷設距離は，複数ルートを想定（第3図参照）すると約200m～約1,000mであり，ホース敷設に要する時間は10分（200m以内）から50分＋25分＝75分（1,000m以内）となる。

ホース敷設ルートは，そのときの現場の状況で敷設に支障がない場合は，敷設時間が短くなるルートを選択することとしており，実際に要する時間としては145分が基本ケースとなる。



第 3 図　海水取水箇所と放水砲設置位置間のホース敷設ルート

ホース敷設距離が長い場合（約 1,000m の場合），全体の作業時間は 210 分となる。（第 4 図）



第 4 図　タイムチャート（ホース敷設距離が約 1,000m のケース）

(2)　今後の作業時間短縮に向けた取り組みについて

現在は本作業にかかる時間を 145 分としているが，今後も

・実設備での訓練の習熟による作業時間の短縮

・水中ポンプの現場での実証（東海港で類似のポンプを利用した訓練を繰り返しているが，ＳＡ用海水ピットへの設置を想定した場合，水中ポンプ投入箇所の全周に要員を配置できることから，作業効率が上がり，時間短縮が期待できる)。

・ホース接続工具の見直し（汎用工具から専用工具へ見直し）によるホース接続時間の短縮。

など，訓練や運用の改善を今後も行うことで作業時間全体の短縮に向けた取り組みを行っていく。

(3)　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作業時間と成立性について

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拡散抑制の手順は，有効性評価で想定する作業がないことから有効性評価への影響はない。

また，「技術的能力 1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順」の手順着手の判断基準として，「炉心損傷を判断※1 した場合において，原子炉注水を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等により確認できない場合」としていることから，放射性物質拡散抑制開始に余裕をもって準備に着手する手順としている。

※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。

放水砲の設置位置及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への消火活動の具体的な対応例

ａ．放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は，放水砲を使用する。

・原子炉格納容器への注水及びスプレイが，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量又は低圧代替注水系格納容器下部注水流量により確認できず，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され，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 2vol%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ついては，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実施できない場合又は使用済燃料プールスプレイを実施しても水位が維持できない場合

・プラントの異常によるモニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動※の確認により，原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損があると判断した場合

・航空機燃料火災が発生した場合

※　「技術的能力 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」における緊急時対策所の加圧操作着手の判断基準のうち，「緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリング・ポストが重大事故により指示値が 20mSv／h となった場合」と同等又はそれを上回る状況を想定する。

b．放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，大気への放射性物質の拡散抑制の場合はあらかじめ設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，災害対策本部長代理が総合的に判断して，適切な位置からの放水を重大事故等対応要員へ指示する。

また，消火活動の場合は，火災の状況（アクセスルート含む）等を勘案し，設置位置を確保した上で，適切な位置から放水する。

c．放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋中心から約 80m の範囲内に放水砲を仰角 65°（泡消火放水の場合は，原子炉建屋中心から約 50m の範囲内に放水砲を仰角 75°）で設置すれば，原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができるこ

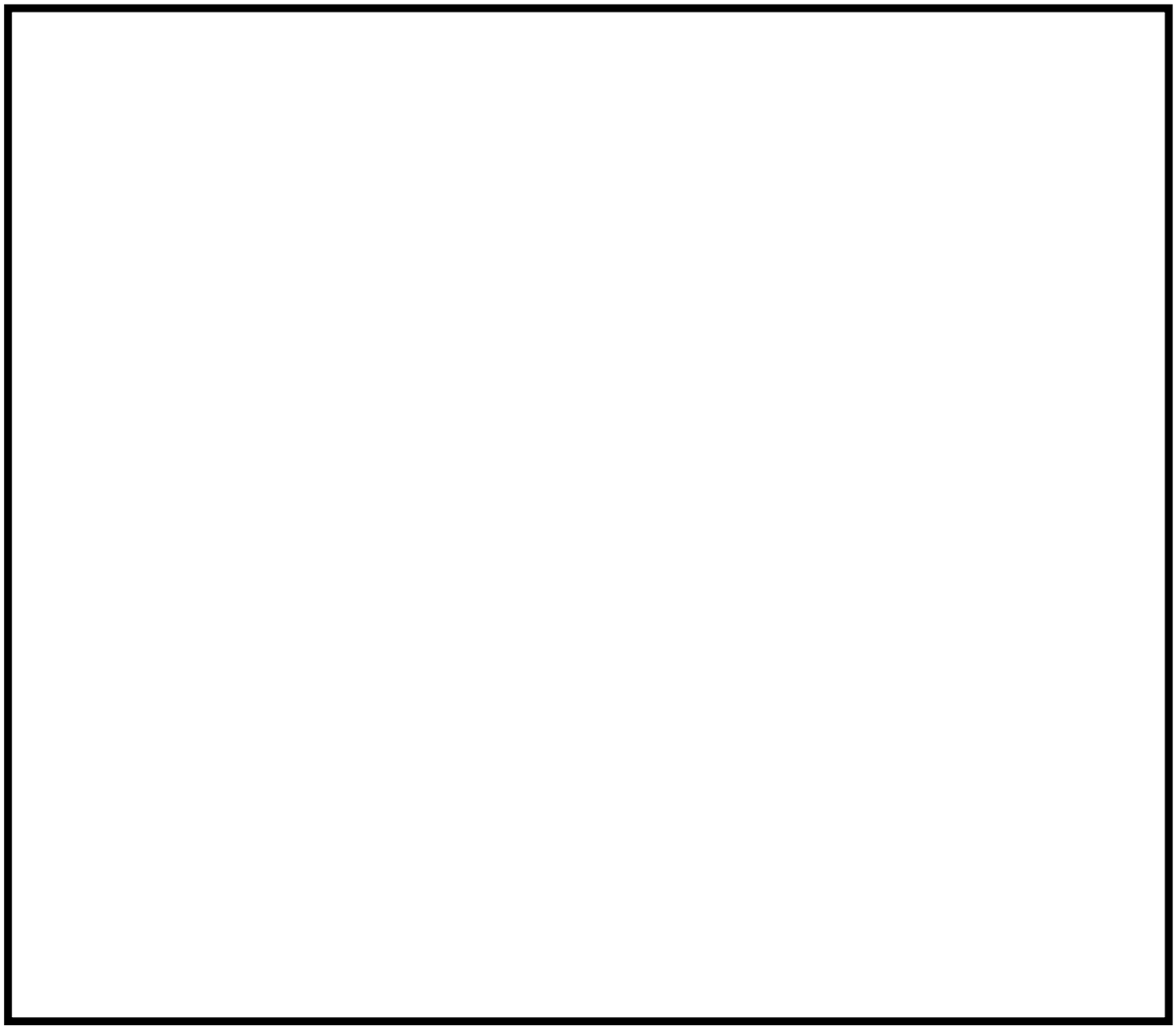
とから，原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また，海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに，ホースの敷設ルートについても，その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数の敷設ルートを確保し，複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

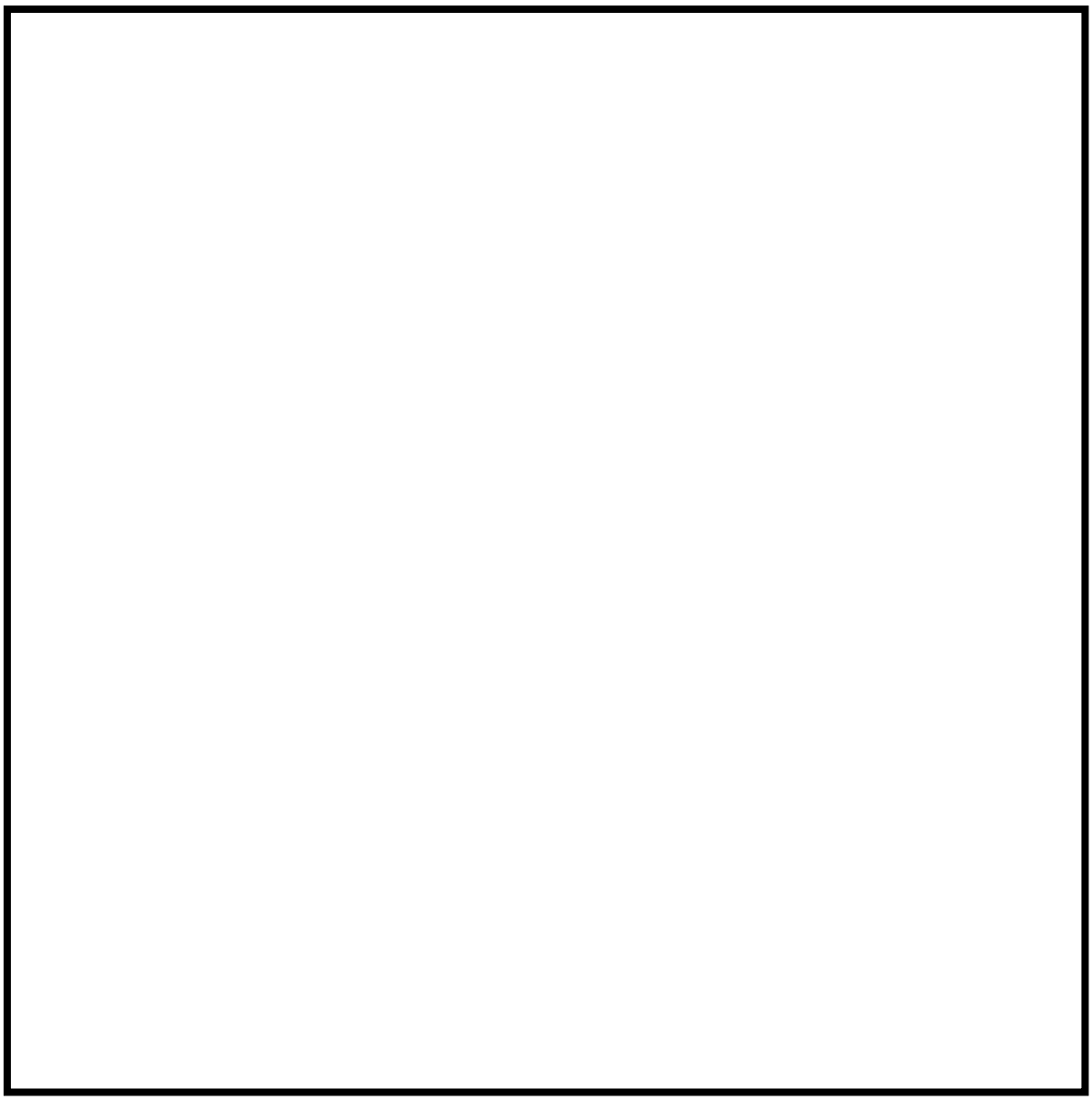
なお，大気への放射性物質の拡散抑制の場合は，放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通って雨水排水路集水桝から海へ流れることを想定し，汚濁防止膜を設置することにより海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

2.　放水砲の設置位置について

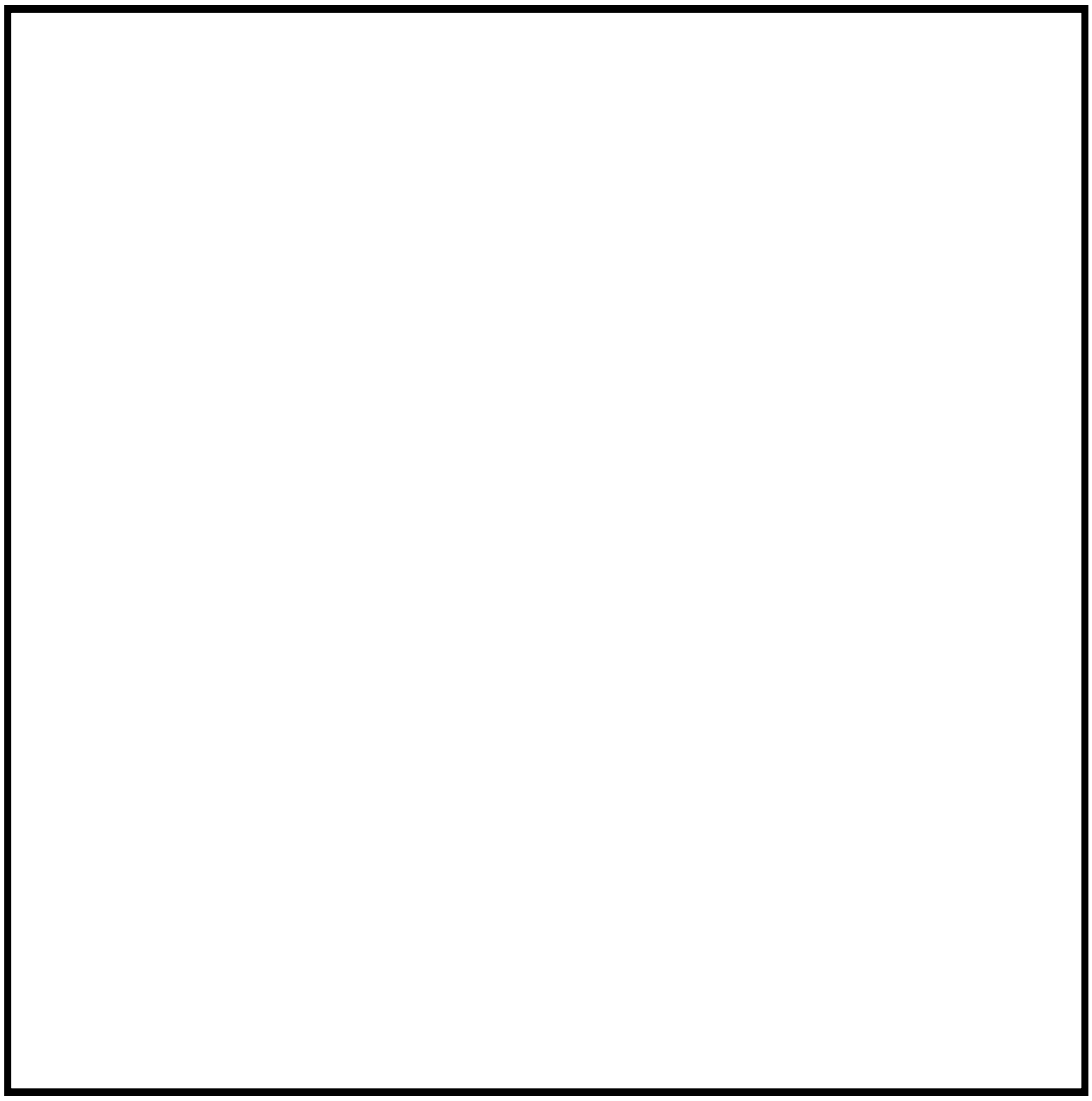
（1）　海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合



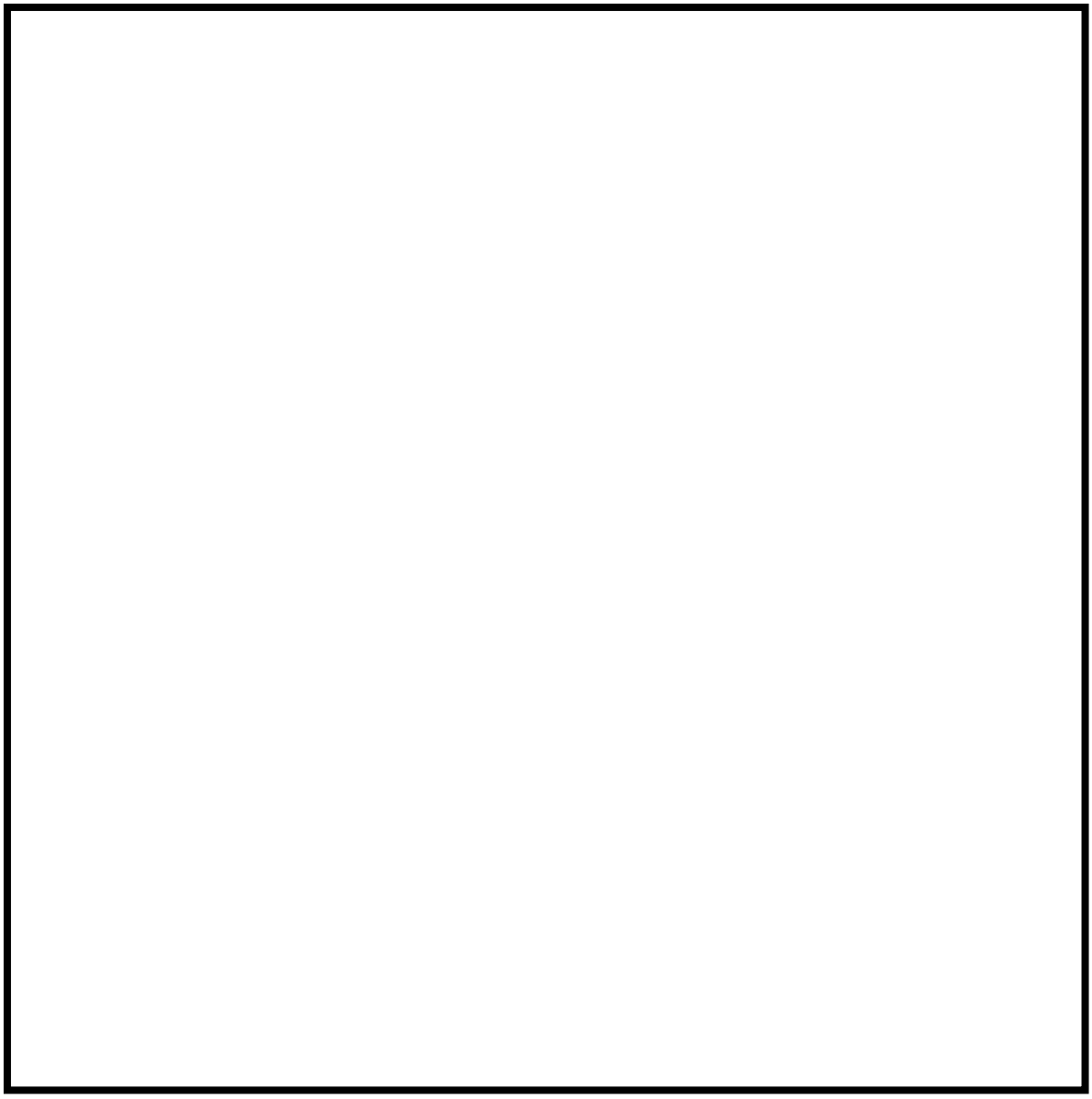
第１図　放水砲設置位置（海水放水の場合）



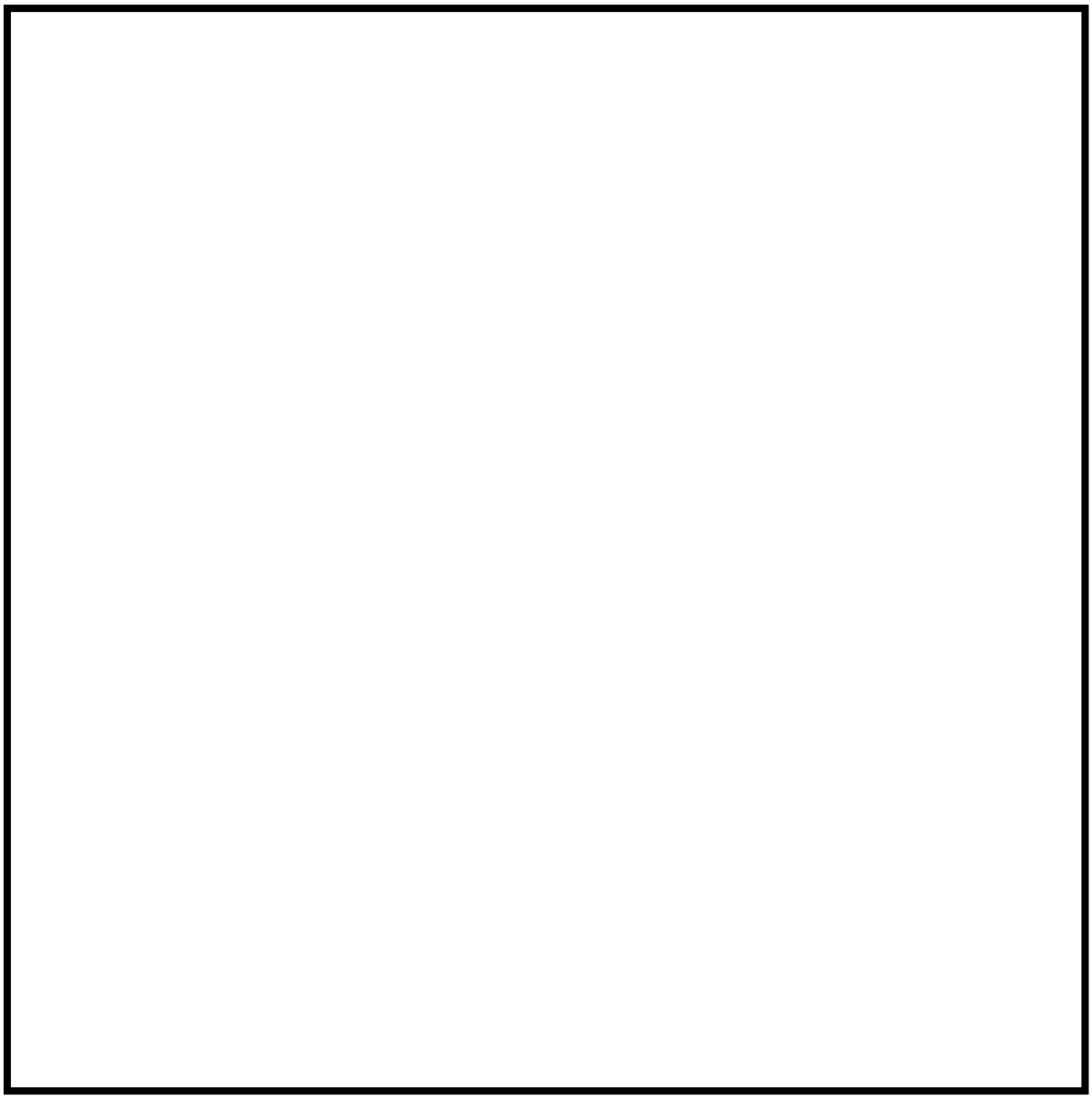
第２図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ａからの場合）



第3図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｂからの場合）

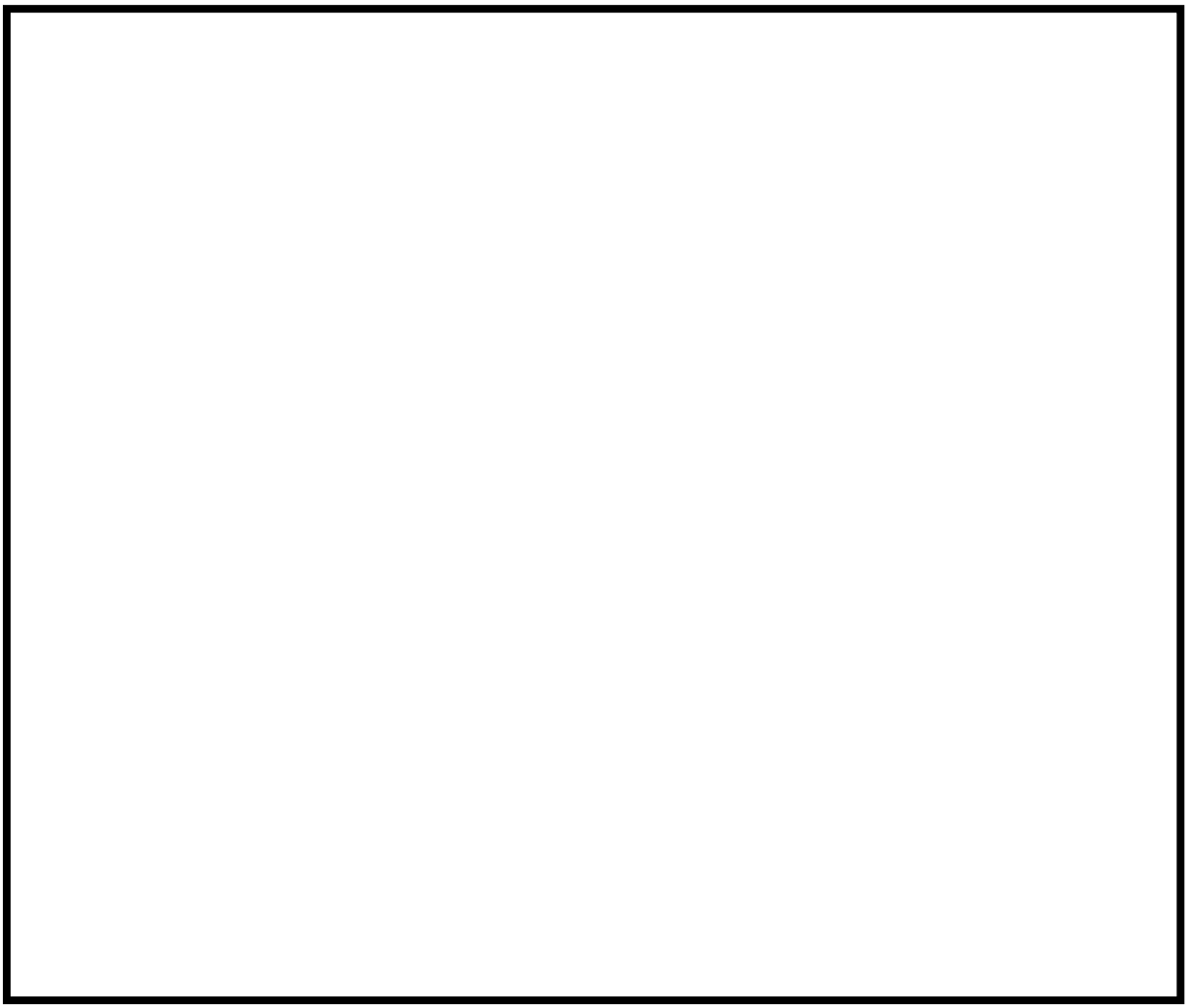


第４図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｃからの場合）

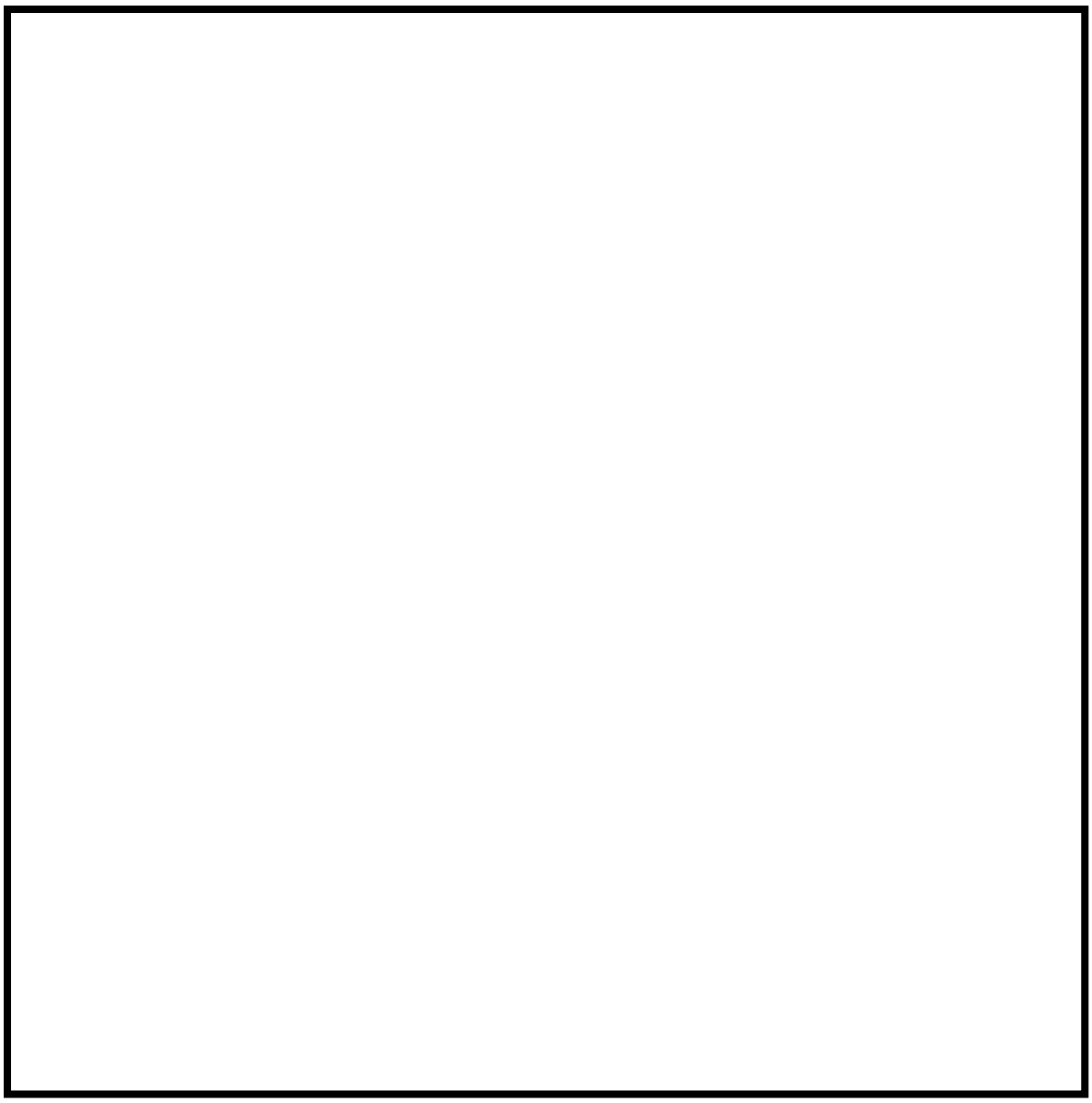


第５図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｄからの場合）

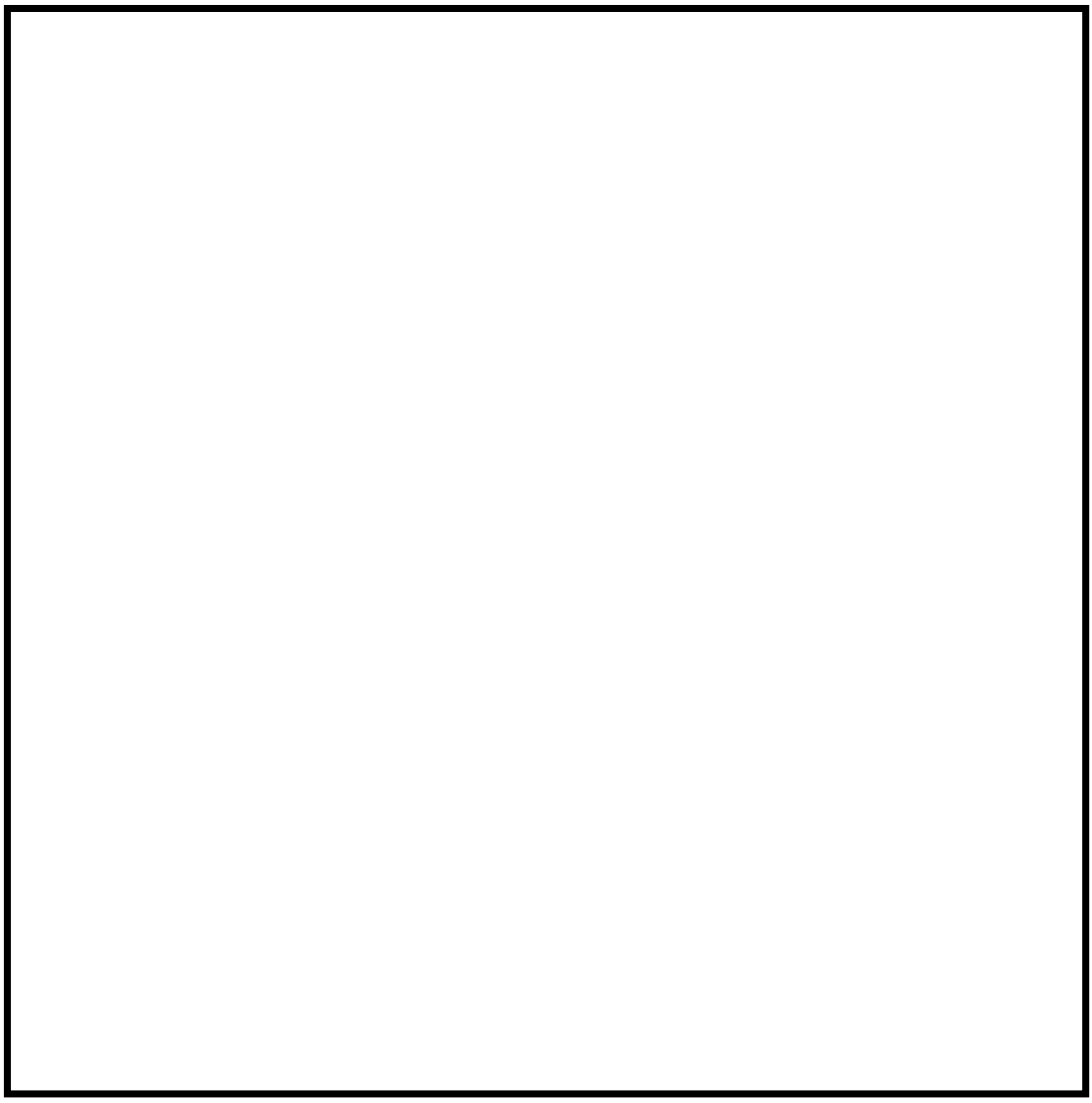
(2)　泡消火放水（航空機燃料火災）の場合



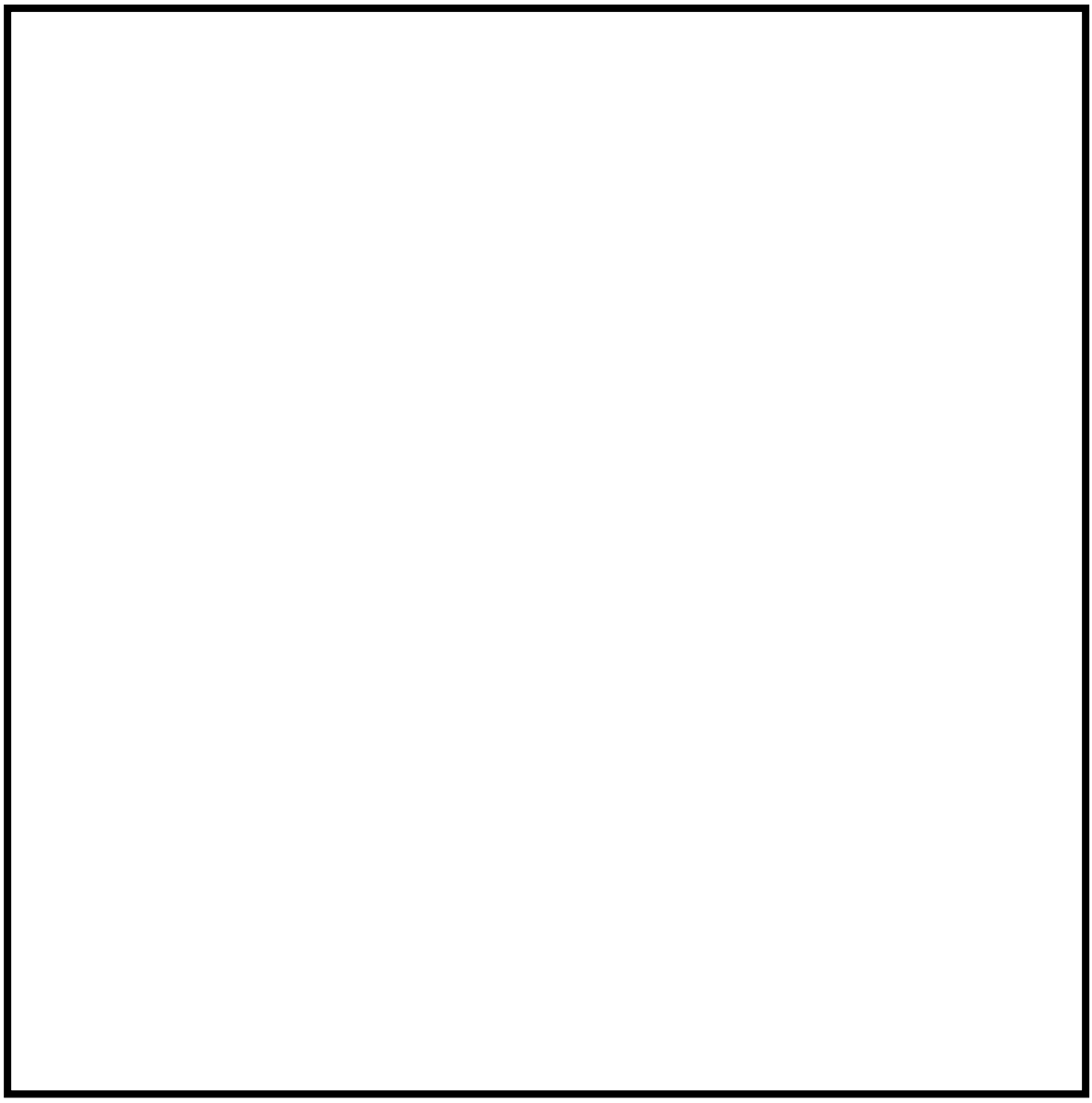
第 6 図　放水砲設置位置（泡消火放水の場合）



第 7 図　射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Ｅからの場合）



第８図　射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Ｆからの場合）



第９図　射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Ｇからの場合）

3.　放水砲の放射方法について

放水砲の放射方法としては，噴射ノズルを調整することで直状放射と噴霧放射の切替えが可能であり，直状放射はより遠くまで放水できるが，噴霧放射は直状放射よりも，より細かい水滴径が期待できる。

放射性プルーム放出時には，放水砲により放水した水により，放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが，微粒子状の放射性物質の粒子径は，0.1μm～0.5μmと考えられ，この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は，水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径0.3mmφ 前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり，噴霧放射を活用することで，その衝突作用に期待できる。また，水滴と微粒子の相対速度を大きくし，水の流量を大きくすることで，除去効果の増大が期待できる。

したがって，プルーム放出時の放水砲の放射方法としては，以下のとおりとする。

(1)　原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

原子炉建屋損壊部に向けて放水し，噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。

(2)　原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお，直状放射でしか届かない場合においても，到達点では霧状になっていることから（第10図参照），放射性物質の除去に期待できる。

全景

到達点での状態

第 10 図　直状放射による放水（放水訓練）

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

1. 操作概要

重大事故等により，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みを行う。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：2 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：30 分（手順着手から 65 分）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋及びゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作 業 性：ガンマカメラ又はサーモカメラの設置は，市販の三脚を利用して原子炉建屋が見通せる箇所に設置するだけの作業であり，容易に実施可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

1. 操作概要

重大事故等により，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，大気への放射性物質の拡散抑制を行う際，放射性物質を含む汚染水が流出する雨水排水路集水桝－１～９及び放水路－Ａ～Ｃ（計 12 箇所）に，汚濁防止膜を 2 重に設置する（放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水桝－８及び放水路－Ａ～Ｃの 4 箇所に 1 重目を優先して設置する）。

2. 作業場所

屋外（汚濁防止膜保管場所，雨水排水路集水桝－１～９及び放水路－Ａ～Ｃ）

3. 必要要員数及び操作時間

(1) 雨水排水路集水桝－８

必要要員数　　：5 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：45 分（1 重目）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

(2) 放水路－Ａ～Ｃ

必要要員数　　：5 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：55 分（1 重目，手順着手から 140 分）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

(3)　雨水排水路集水桝－１～７，９（2 重），雨水排水路集水桝－８（2 重目），放水路－Ａ～Ｃ（2 重目）

必要要員数　　：9 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：220 分（手順着手から 360 分（6 時間））

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4.　操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋及びゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

万一，地震発生後に地下埋設構造物の浮き上がり等により，車両による運搬が困難となる場合は，構造物を乗り越えるための作業台を設置することで人力による運搬が可能である。

作 業 性：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。

汚濁防止膜の設置準備は，カーテン部を結束しているロープを外し，両端に固定用ロープを接続するだけの作業であり，容易に準備可能である。また，汚濁防止膜設置も陸上から人力によ

る作業で展開する容易な作業である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

梱包状態（例）

展開状態（例）

第１図　汚濁防止膜の状態例

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

1. 操作概要

重大事故等により，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，大気への放射性物質の拡散抑制を行う際，放射性物質を含む汚染水が流出する雨水排水路集水桝－１～１０（計 10 箇所）に，放射性物質吸着材を設置する。

2. 作業場所

屋外（放射性物質吸着材保管場所及び雨水排水路集水桝－１～１０）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：9 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：15 時間（手順着手から 21 時間）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋及びゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

万一，地震発生後に地下埋設構造物の浮き上がり等により，車両による運搬が困難となる場合は，構造物を乗り越えるための作業台を設置することで人力による運搬が可能である。

作 業 性：重量物である放射性物質吸着材を効率的に運搬できるよう車両を配備する。

放射性物質吸着材の設置は，20kg 程度の放射性物質吸着材を網目状の袋に詰めたものを，人力で雨水排水路集水桝に投入するため容易に設置可能。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

第 1 図　放射性物質吸着材

添付資料 1.12.9

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

1.　操作概要

航空機燃料火災状況を確認し，安全距離を確保した場所に化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）を配置し，取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）から吸水する。続いて化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を起動し，初期対応における延焼防止処置を実施する。

2.　作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）周辺）

3.　必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：9 名（自衛消防隊）

所要時間目安　　：20 分

4.　操作の成立性について

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

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作 業 性：消防車からのホースの接続は，汎用の結合金具（オス・メス）であり，容易に操作可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

第１図　化学消防自動車

第２図　射程と射高の関係

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

1. 操作概要

航空機燃料火災に対する泡消火を行える場所に放水砲を配置するとともに，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺に配備し，水中ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器を設置し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から泡混合器，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び放水砲まで送水するためのホース等を設置及び接続する。

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泡混合器を起動し，放水砲操作により火災発生場所へ向けて泡消火を開始する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：8名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※　　：145分（ホース約200mを敷設した場合の時間であり，敷設長さによって変わる）

※所要時間目安は，模擬により算定した時間

4.　操作の成立性について

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

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作 業 性：可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）からのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型及び携帯型），無線連絡設備（固定型及び携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機及びＰＨＳ端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

添付資料 1.12.11

放水設備における泡消火薬剤の設定根拠について

泡消火薬剤の容量については，空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている国際民間航空機関（ＩＣＡＯ）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下,「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

空港業務マニュアルでは離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており，航空機燃料火災への対応としては，空港業務マニュアルで最大となるカテゴリー10を適用する。また，使用する泡消火薬剤は1%水成膜泡消火薬剤であり，空港業務マニュアルでは性能レベルＢに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルＢの泡消火薬剤に要求される混合泡溶液の放射量は11,200L／min（672m^3／h）であり，発泡のために必要な水の量は32,300L（32.3m^3）と定められている。

以上より，必要な泡消火薬剤の量は32,300L × 1% ＝ 323L（0.323m^3）である。消火活動時間としては,（32,300－323）L ÷ 11,200L／min ≒ 3minとなる。

また，空港業務マニュアルでは2倍の泡消火薬剤の量323L × 2 ＝ 646L（0.646m^3）を保有することが規定されている。

なお，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においては,燃料の漏えいが拡大する可能性があることから，泡消火薬剤の保有量は上記の規定量に余裕を考慮し，放射量11,200L／min（672m^3／h）を上回る22,300L／min（1,338m^3／h）で約20分間放射できる量（5m^3）を保有している。

以下に，空港業務マニュアルの規定に対する放水設備の仕様を示す。

空港業務マニュアルの規定		放水設備の仕様
水の量	32,300L (0.323m^3)	海を水源とする
混合泡溶液の放射量	11,200L／min (672m^3／h)	約 1,380m^3／h (可搬型代替注水大型ポンプ(放水用):公称値)
泡消火薬剤の保有量	0.646m^3	5m^3
消火活動時間	約 3 分×2 (672m^3／h において)	約 20 分 (1,338m^3／h において)

消火設備の消火性能について

1.　化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車

(1)　消火設備概要

化学消防自動車は，消防法に基づく動力消防ポンプ（Ａ－１級）であり，水源から消火用水を吸い込み，消火用水を放水する消火設備である。車両に水槽及び泡消火薬剤槽を有しており，泡消火が可能である。また，車両として移動できることから機動性が高い。第 1 図に化学消防自動車の外観を示す。

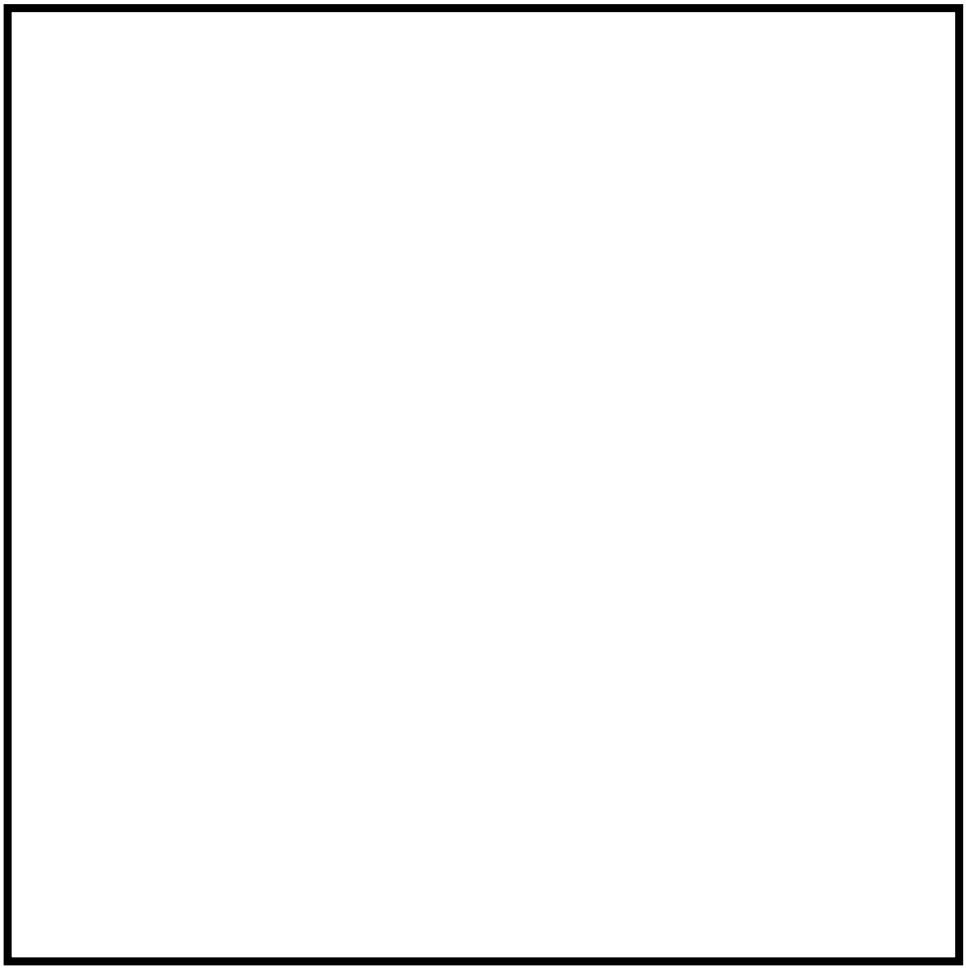
射程距離は，約 42m（1.0MPa－670L／min（1.0MPa－40.2m^3／h）；放水銃使用時）の能力を有しており，火災に対して離れた位置から消火活動が可能である。第 2 図に射程と射高の関係，第 3 図に射程と圧力及び流量の関係を示す。

化学消防自動車から水源までのホース展張距離が長くなり，筒先からの放水圧力の確保が困難な場合（消防ホース 15 本を超える場合※1）には，水源付近に水槽付消防ポンプ自動車を配置し，化学消防自動車へ送水する。

※1　T.P.＋8m と敷地内で最も高い T.P.＋25m との高低差を考慮しても化学消防自動車 1 台で消防ホース 15 本までの放水が可能

第 1 図　化学消防自動車

第２図　射程と射高の関係



第３図　射程と圧力及び流量の関係

(2)　消火性能

消火用水を放出する際に消火用水と泡消火薬剤を混合することにより，泡消火用水として放水することが可能であり，油火災に対応することができる。

化学消防自動車は，大型航空機衝突時に想定される航空機燃料の飛散による路面火災に加え，衝突時に想定される飛散物による一定の範囲内にある油タンク，変圧器，車両等の火災についても消火活動を実施することができる。

なお，化学消防自動車によって約1時間（1.0MPa－670L／min（1.0MPa－40.2m^3／h）；放水銃使用時）の消火活動を実施する場合，泡消火薬剤は約1.2m^3 ※2必要となる。

化学消防自動車（Ａ－１級）は泡消火薬剤を貯蔵するタンクの容量が0.3m^3あるが，これとは別に1.2m^3を泡消火薬剤容器（消防車用）60個※3にて保管し，化学消防自動車使用時に適宜タンク内へ泡消火薬剤容器（消防車用）の泡消火薬剤を補給することによって，約1時間の消火活動が可能となる。

※2　化学消防自動車で使用する泡消火薬剤は3%たん白泡消火薬剤

※3　泡消火薬剤容器（消防車用）１個の容量は20L（0.02m^3）

2.　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲

(1)　消火設備概要

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，大容量の動力ポンプであり，車両に搭載された水中ポンプを水源に投入し，消火用水を消火活動場所に設置された放水砲まで送水する消火設備である。放水砲は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の送水先のホース先端に設置し，高所かつ数十メ

ートル離れた地点へ放水可能な消火設備である。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）へ泡消火薬剤を接続することにより泡消火が可能である。また，車両として移動できることから機動性が高い。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲について，外観図を図4に，射程と射高の関係を図5に示す。射程及び射高距離は，敷地内で最も高い原子炉建屋（トップT.P.－グランドT.P.（放水砲設置位置）＝T.P.＋63.855m－T.P.＋8.0m＝55.855m）に対して，射程約50m，射高（原子炉建屋トップ）約56m以上（1.0MPa－1,338m^3／h）の能力を有しており，火災に対して高所かつ離れた距離からの消火活動が可能である。放水砲は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放水を実施する。

水源は，海水取水箇所となるが，車両が直接水源に寄り付かなくとも車両搭載の水中ポンプのみを水源場所まで移動することが可能である。

第4図　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲

第5図　射程と射高の関係※4（泡消火放水（航空機燃料火災）の場合）

※4　本曲線は，実放射計測のデータから割り出した理論値（平均値）であり，射程は無風時を想定している。

(2)　消火性能

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，消火用水を放水砲へ送水する際，泡混合器を介して泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を接続することにより，泡消火用水として放水することが可能であり，油火災に対応することができる。泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は泡消火薬剤運搬車にて泡混合器へ供給する。

泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）1個で1%水成膜泡消火薬剤を1m^{3}貯蔵することができ，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）5個を使用することにより，約20分間の消火活動が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲を用いた消火活動は，大型航空機衝突時に想定される航空機燃料の飛散による建屋火災等について，

射程，射高の能力が高いことから原子炉建屋トップへの消火活動を実施することができる。

添付資料 1.12.13

手順のリンク先について

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ついて，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.12.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

・原子炉建屋からの水素の排出に関する手順

＜リンク先＞1.10.2.2(3)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

1.10.2.2(3)b. ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放

・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

＜リンク先＞1.11.2.2(1) 使用済燃料プールスプレイ

・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

＜リンク先＞1.14.2.6(1) 燃料給油設備による給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

＜リンク先＞1.15.2.1(1) 計器の故障

1.15.2.1(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

1.15.2.2(1)a. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電

1.15.2.2(1)b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

1.15.2.2(1)c. 可搬型代替直流電源設備からの給電

1.15.2.2(1)d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

・原子炉建屋周辺の線量を確認する手順

＜リンク先＞1.17.2.1(1)　モニタリング・ポストによる放射線量の測定

1.17.2.1(2)　可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

1.17.2.1(3)　放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

1.17.2.1(4)　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

1.17.2.1(5)　可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

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

添付資料 1.13.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.13.2　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.13.3　自主対策設備仕様

添付資料 1.13.4　重大事故対策の成立性

1. 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. 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
3. 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
4. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
5. 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
6. 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
7. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について
8. 取水源からの取水時の異物管理について

添付資料 1.13.5　水源から必要な箇所への給水経路

添付資料 1.13.6　解釈一覧

添付資料 1.13.7　手順のリンク先について

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。

（添付資料 1.13.1，1.13.2，1.13.3）

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。

（添付資料 1.13.1）

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（ＳＡ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。

（添付資料 1.13.1）

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。

（添付資料 1.13.1）

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。

（添付資料1.13.2）

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℃に到達した場合で，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

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／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※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

【1.4.2.1(3)ａ．(b)】

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，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を用いた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。

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。

（添付資料 1.13.4）

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℃に到達した場合で，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＋6,668㎜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)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。

（添付資料 1.13.4）

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℃に到達した場合で，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＋6,668㎜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)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＋6,668mm 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。

（添付資料1.13.4）

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。

（添付資料 1.13.4）

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

【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℃に到達した場合で，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＋6,668mm 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。

（添付資料 1.13.4）

(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。

（添付資料1.13.4）

(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。

（添付資料 1.13.4）

(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。

（添付資料 1.13.4）

(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。

（添付資料 1.13.4）

(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。

（添付資料 1.13.4）

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

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	－	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（２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は	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。
		使用済燃料プールの除熱（代替燃料プール冷却系による	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）

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 （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			
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	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤２Ａ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	原子炉隔離時冷却系系統流量
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

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）

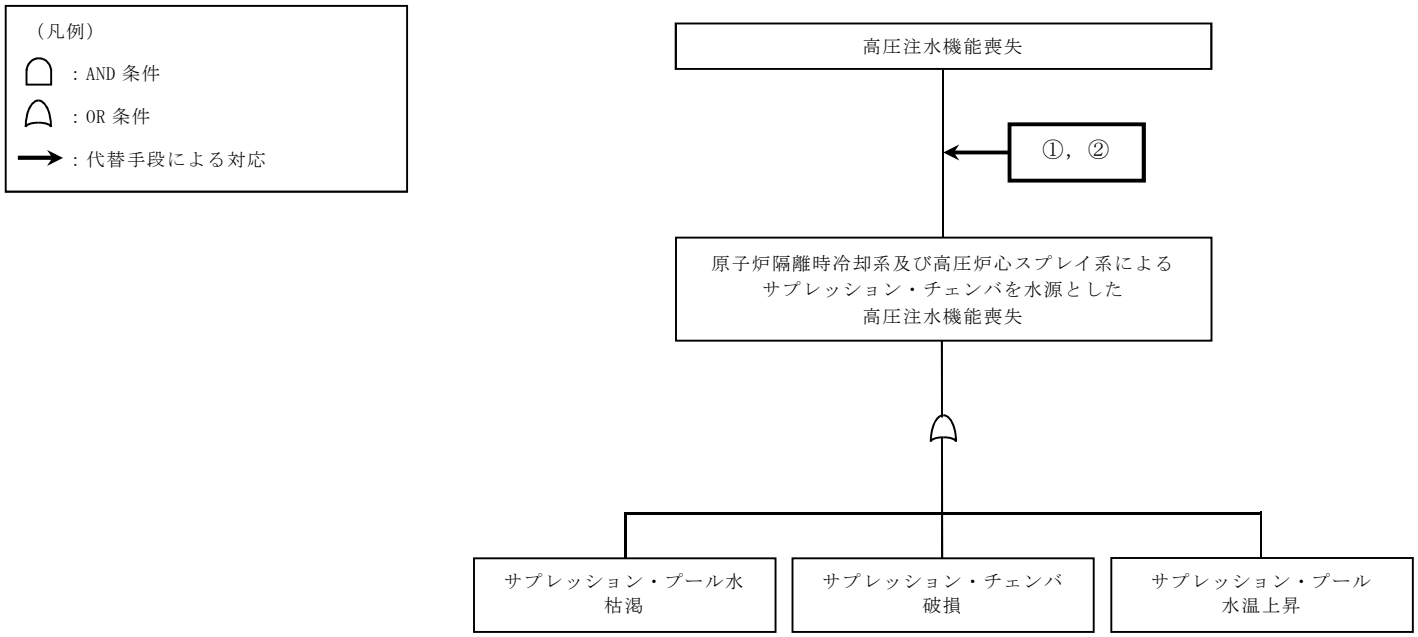
<table>
<tr><th>手順書</th><th colspan="2">重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ（計器）</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.2　水源へ水を補給するための対応手順
（2）　西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順
ａ．可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）
（c）　海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給</td></tr>
<tr><td rowspan="2">重大事故等対策要領</td><td>判断基準</td><td>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

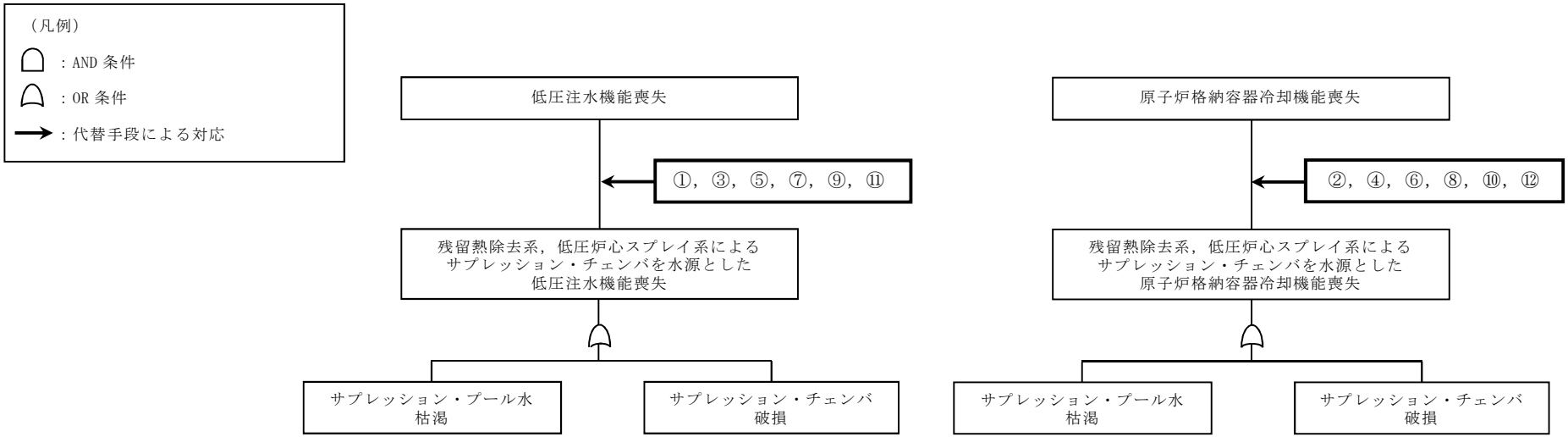
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	中央制御室監視計器類 （サプレッション・プール水位） （代替淡水貯槽水位） （西側淡水貯水設備水位）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ 緊急用直流 125V 主母線盤



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

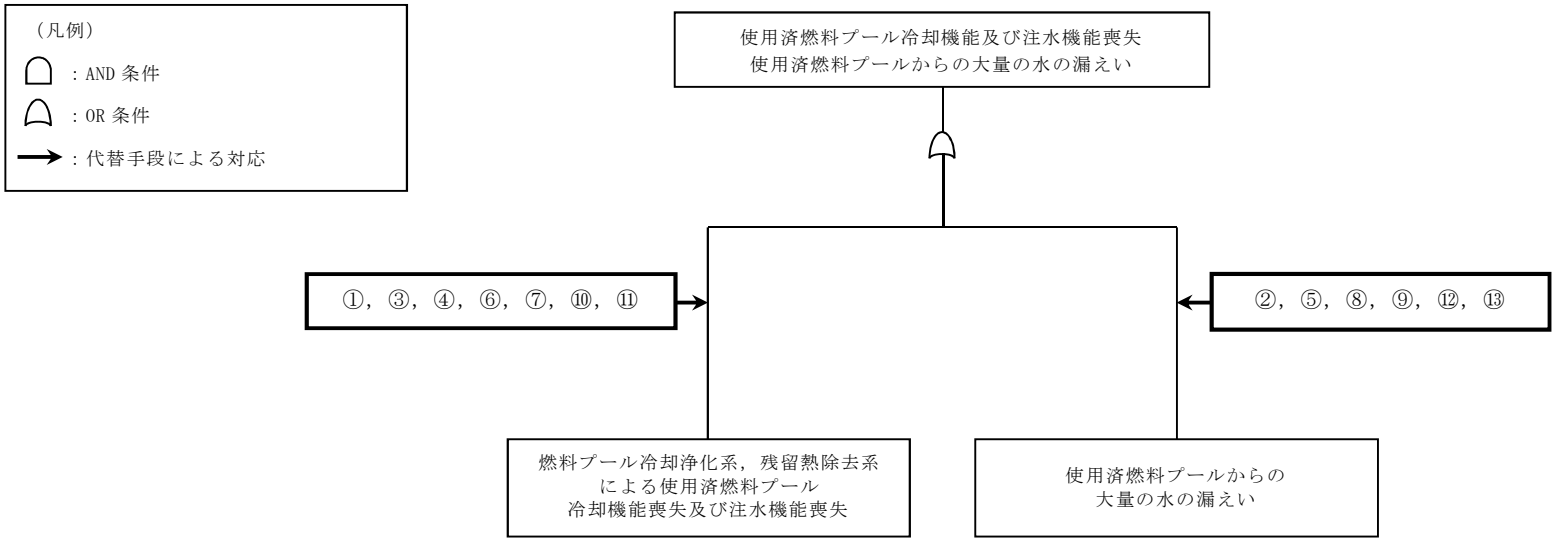
第 1.13－1 図　機能喪失原因対策分析（1／3）



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）

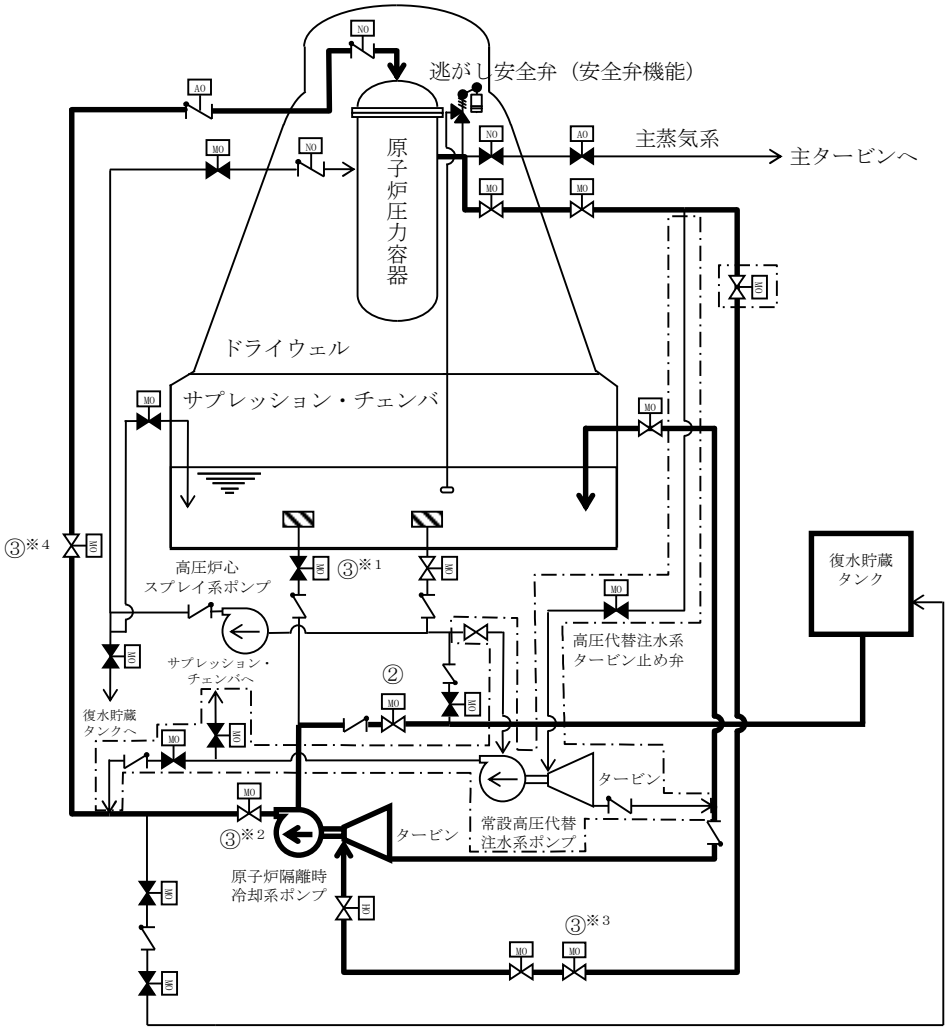
第 1.13－1 図　機能喪失原因対策分析（2／3）



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）



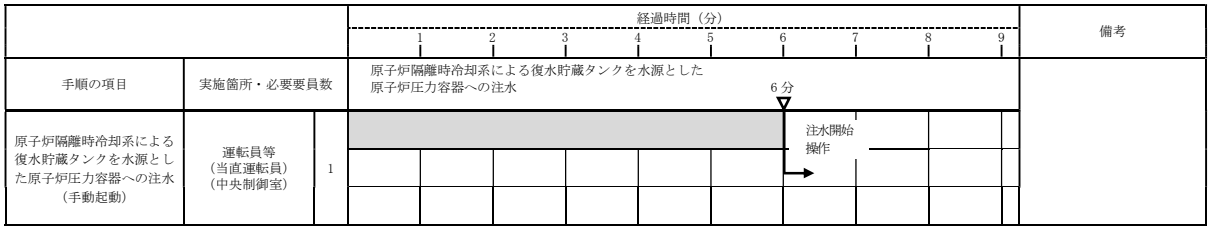
凡例

	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

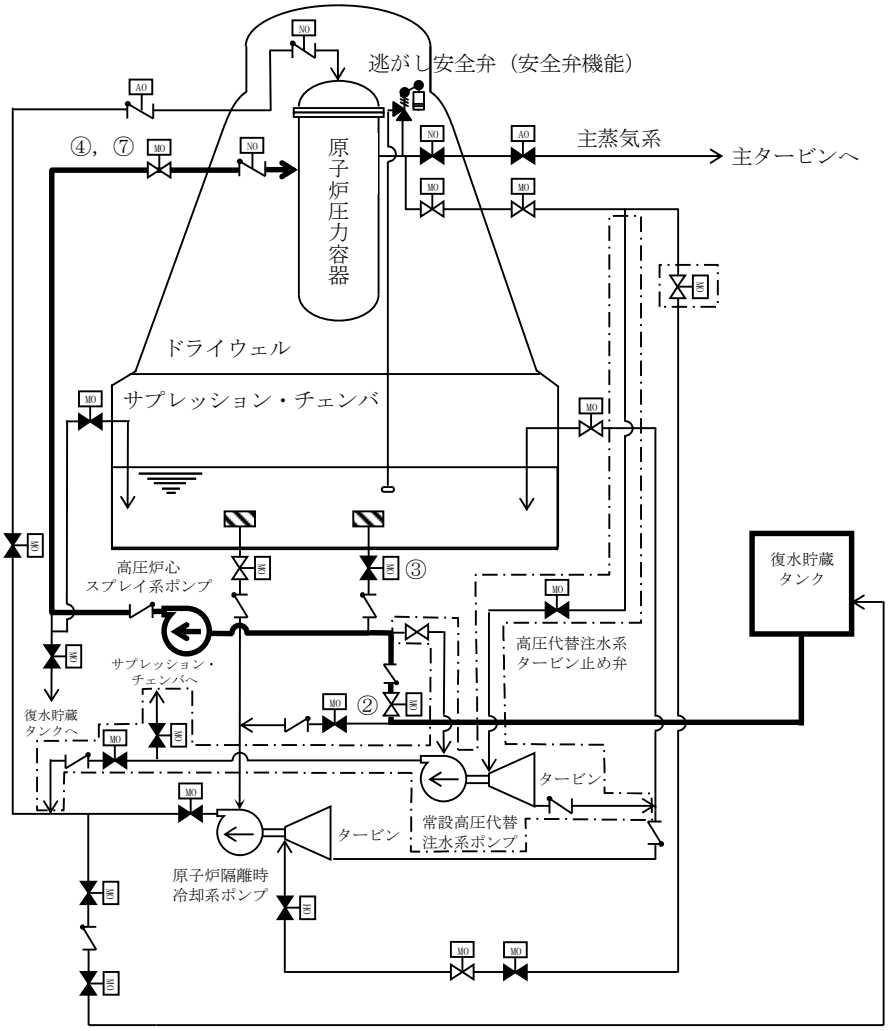
操作手順	弁名称
②	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
③※1	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁
③※2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
③※3	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
③※4	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

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



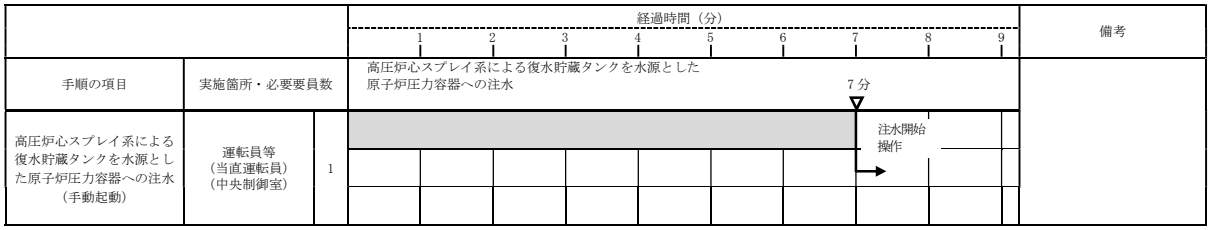
凡例

	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

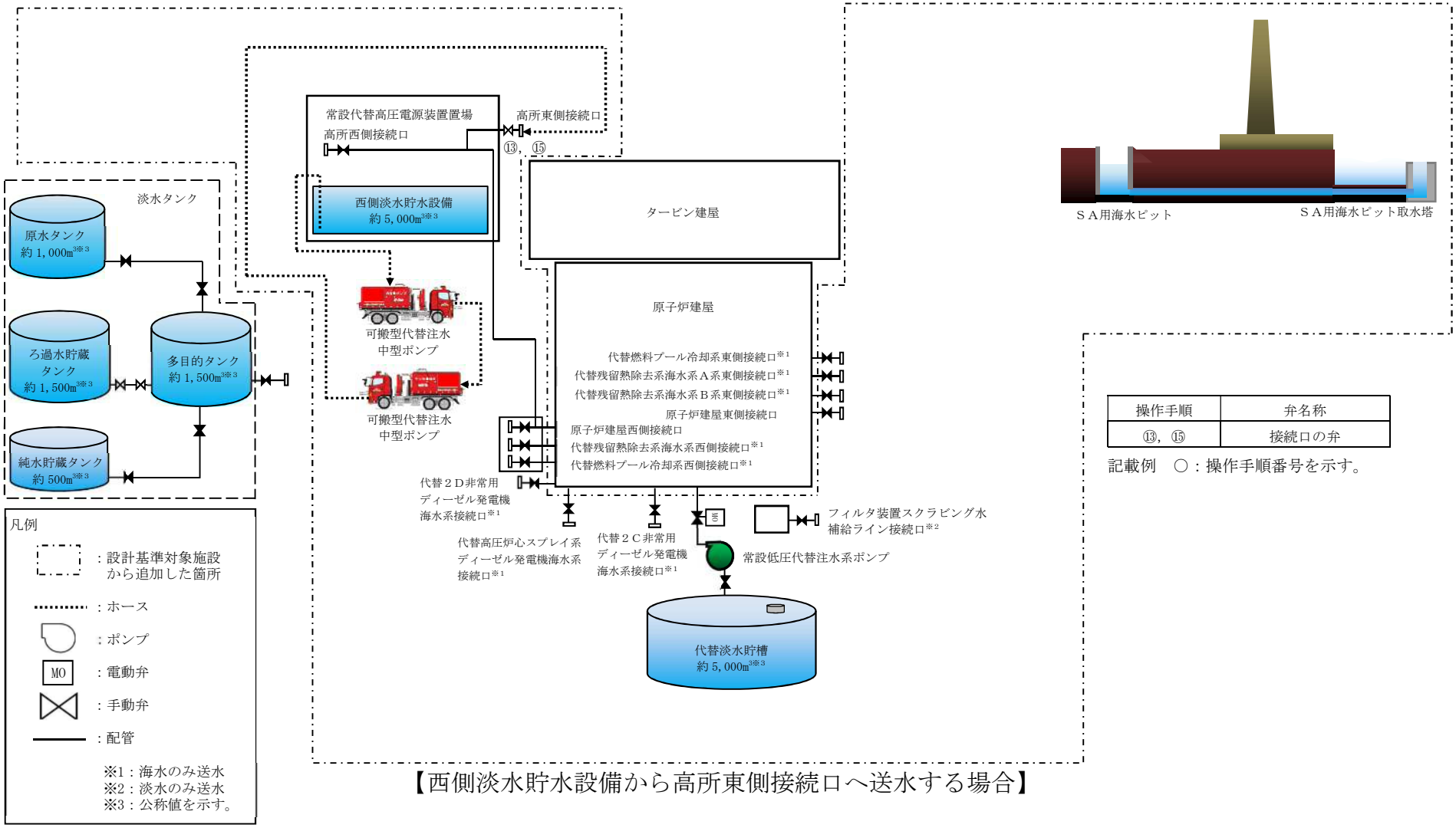
操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）
③	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）
④，⑦	高圧炉心スプレイ系注入弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。

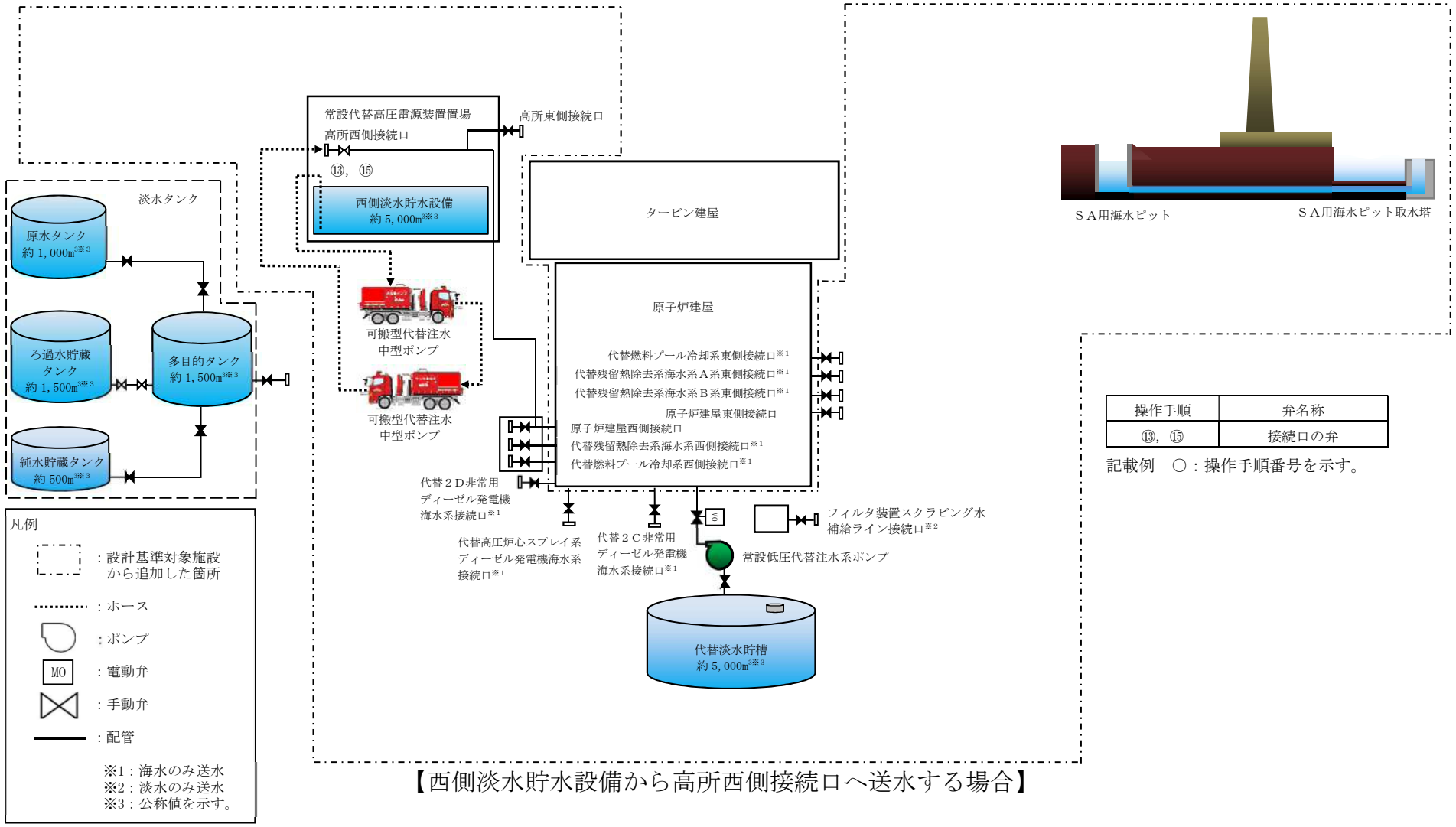
第 1.13－4 図　高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水概要図



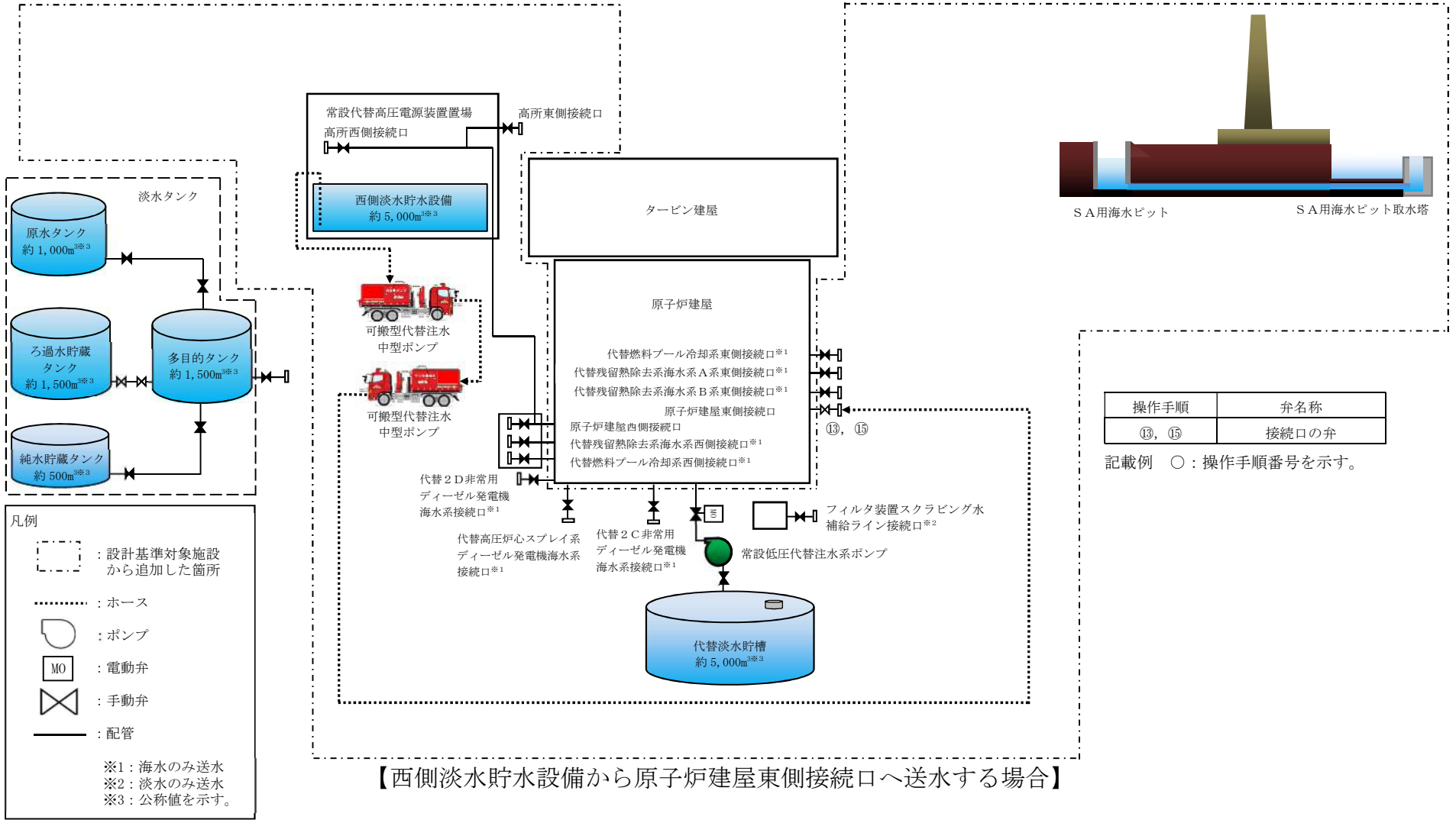
第 1.13－5 図　高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした
原子炉圧力容器への注水タイムチャート



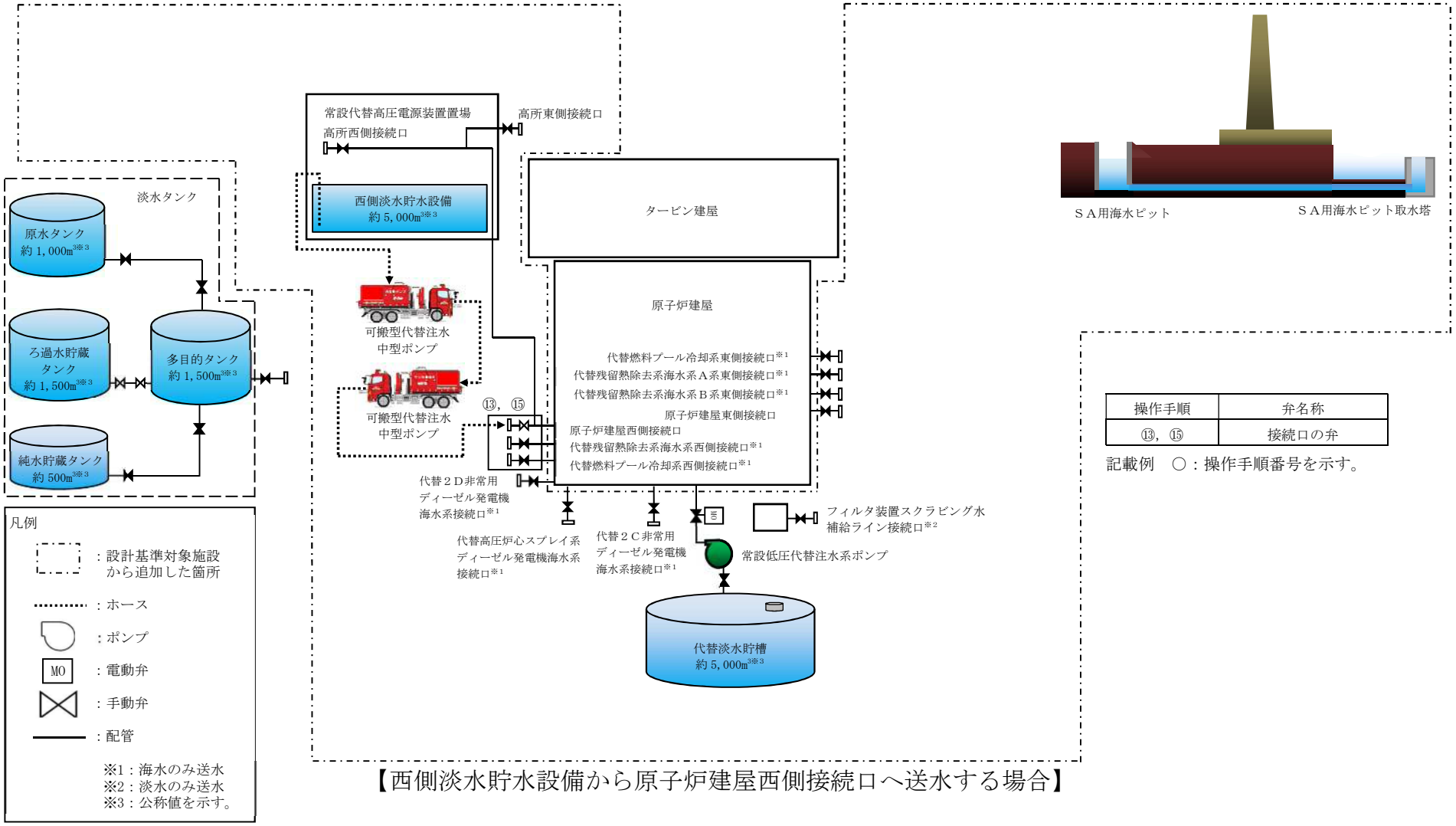
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（1／11）



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）

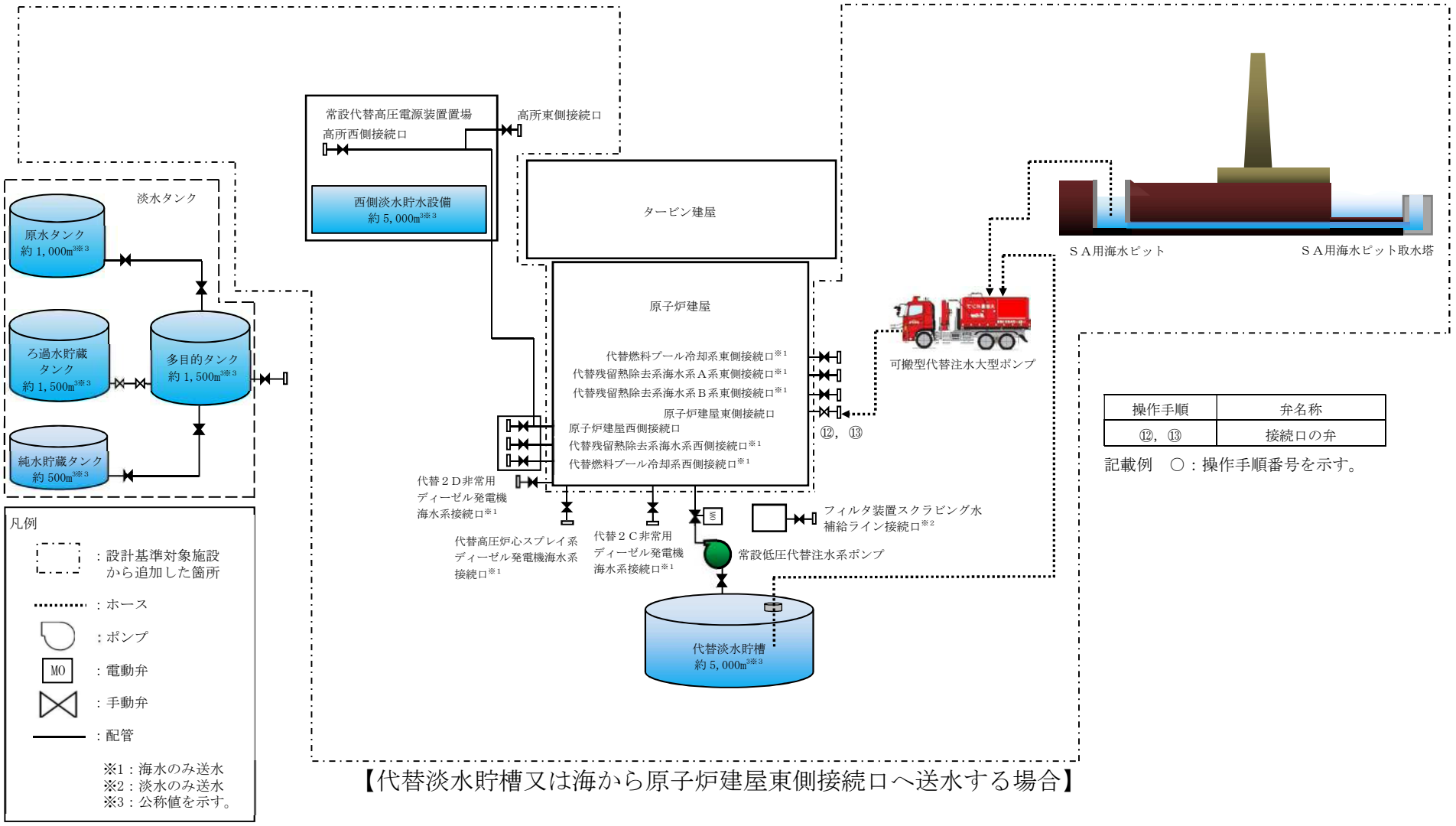


第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（3／11）

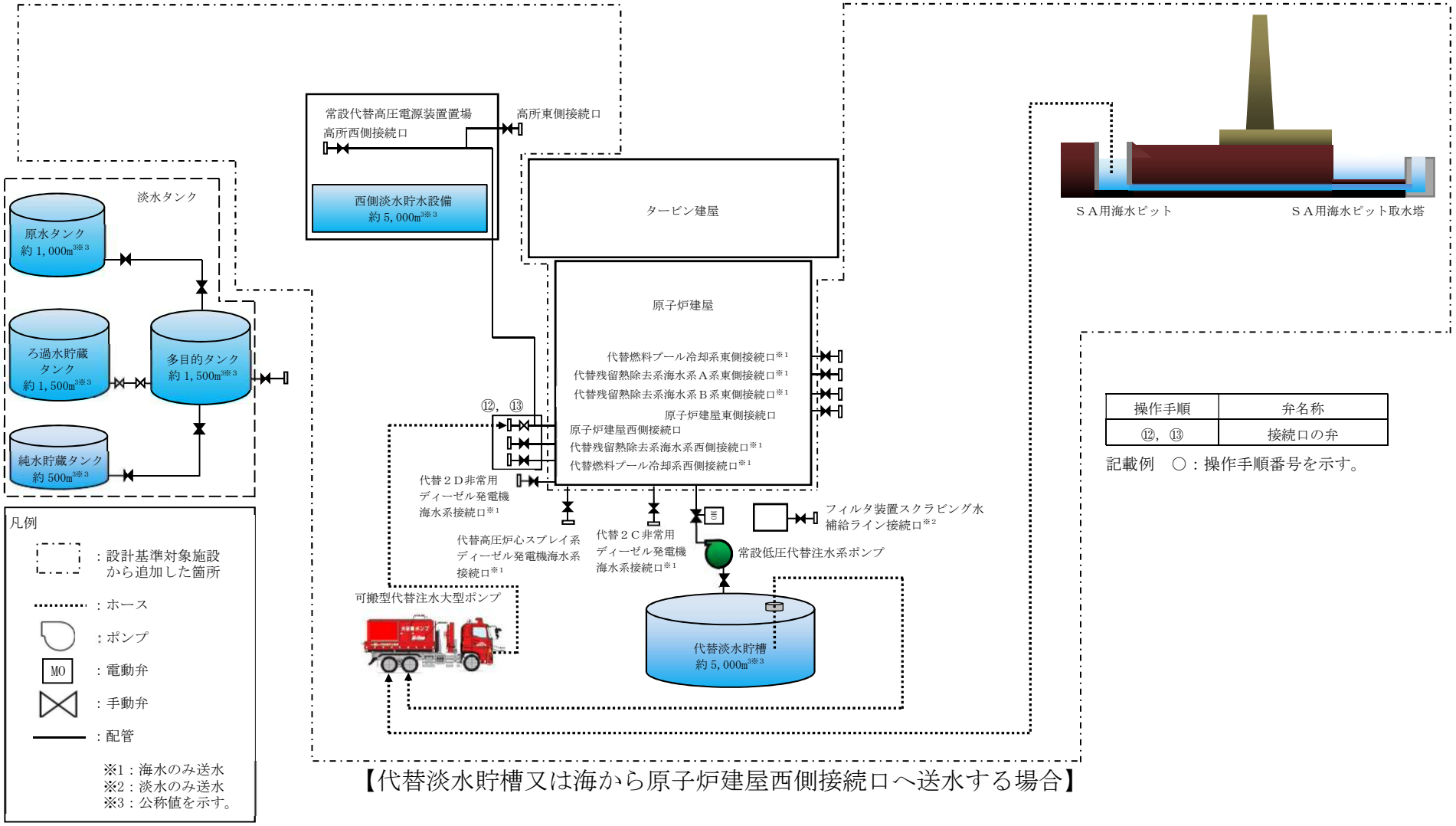


【西側淡水貯水設備から原子炉建屋西側接続口へ送水する場合】

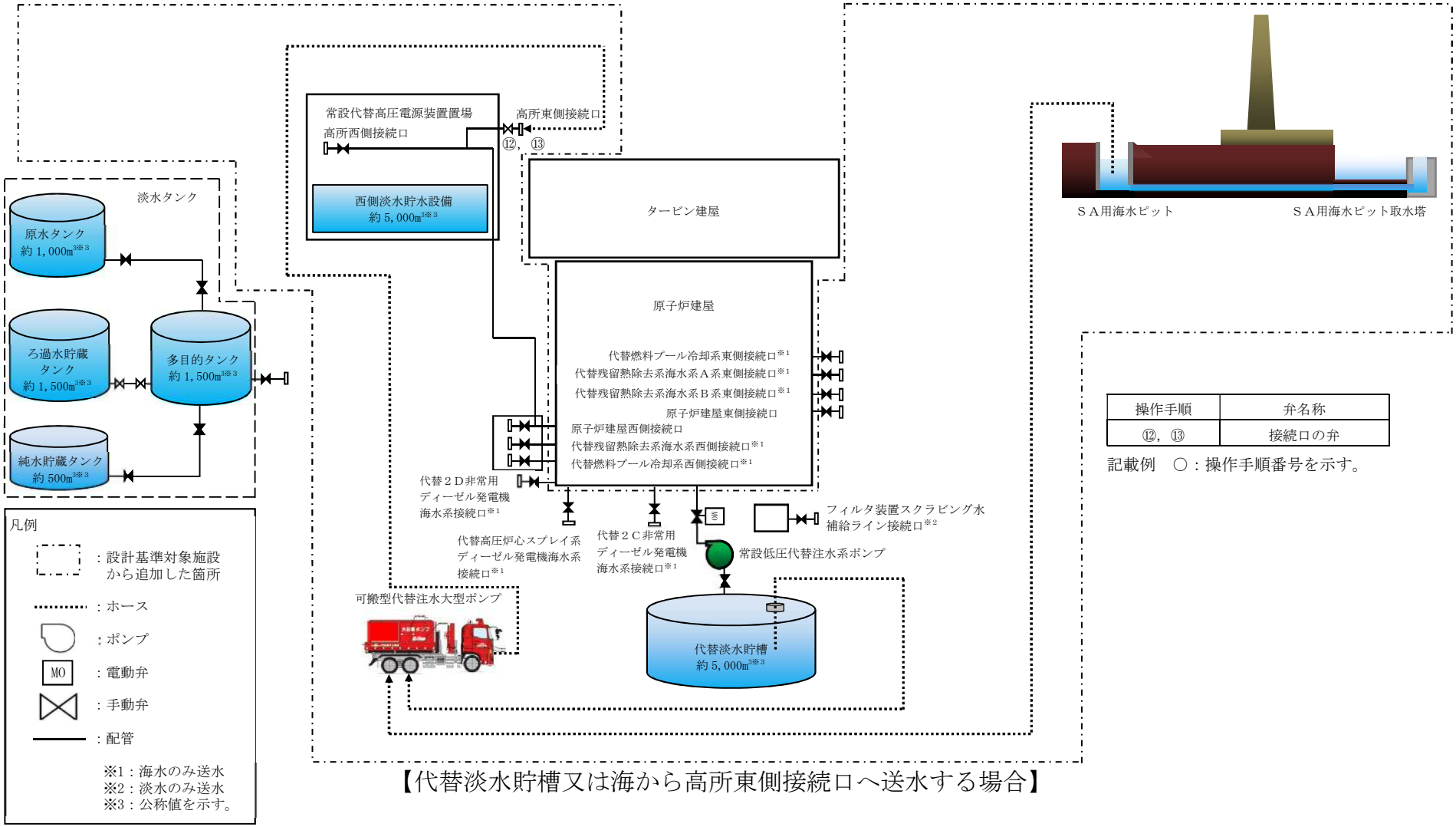
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（4／11）



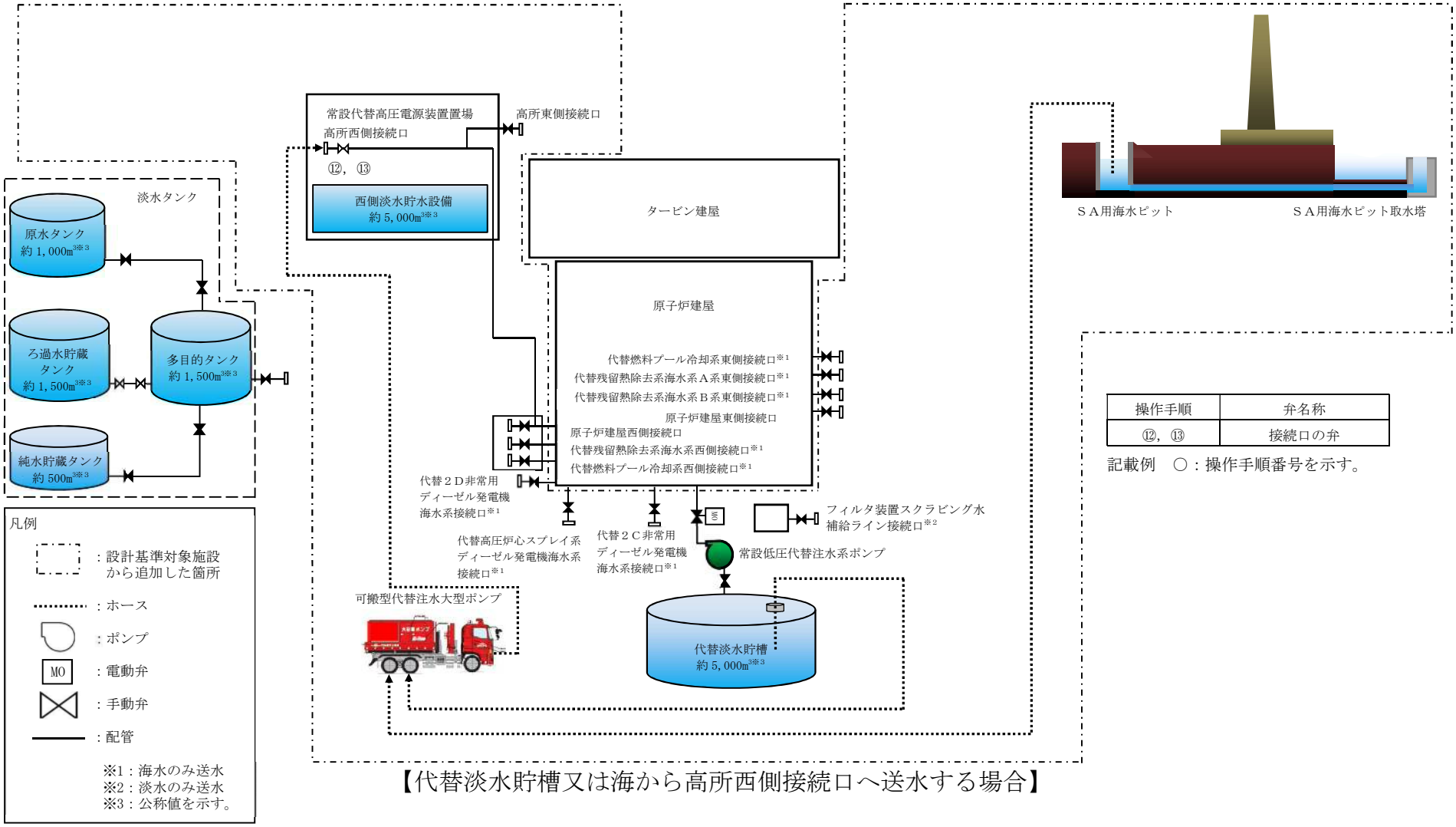
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（5／11）



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）

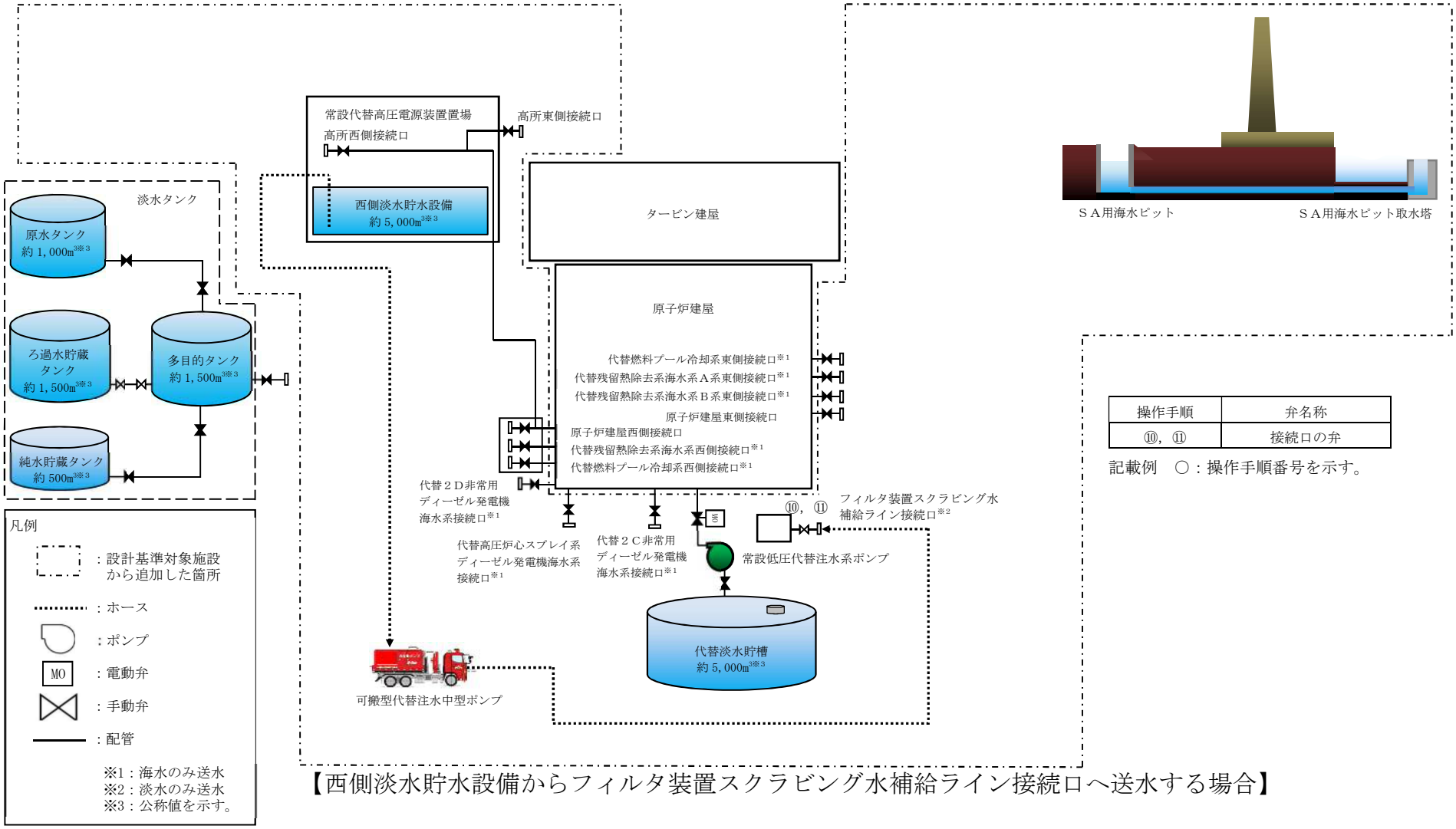


第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（7／11）

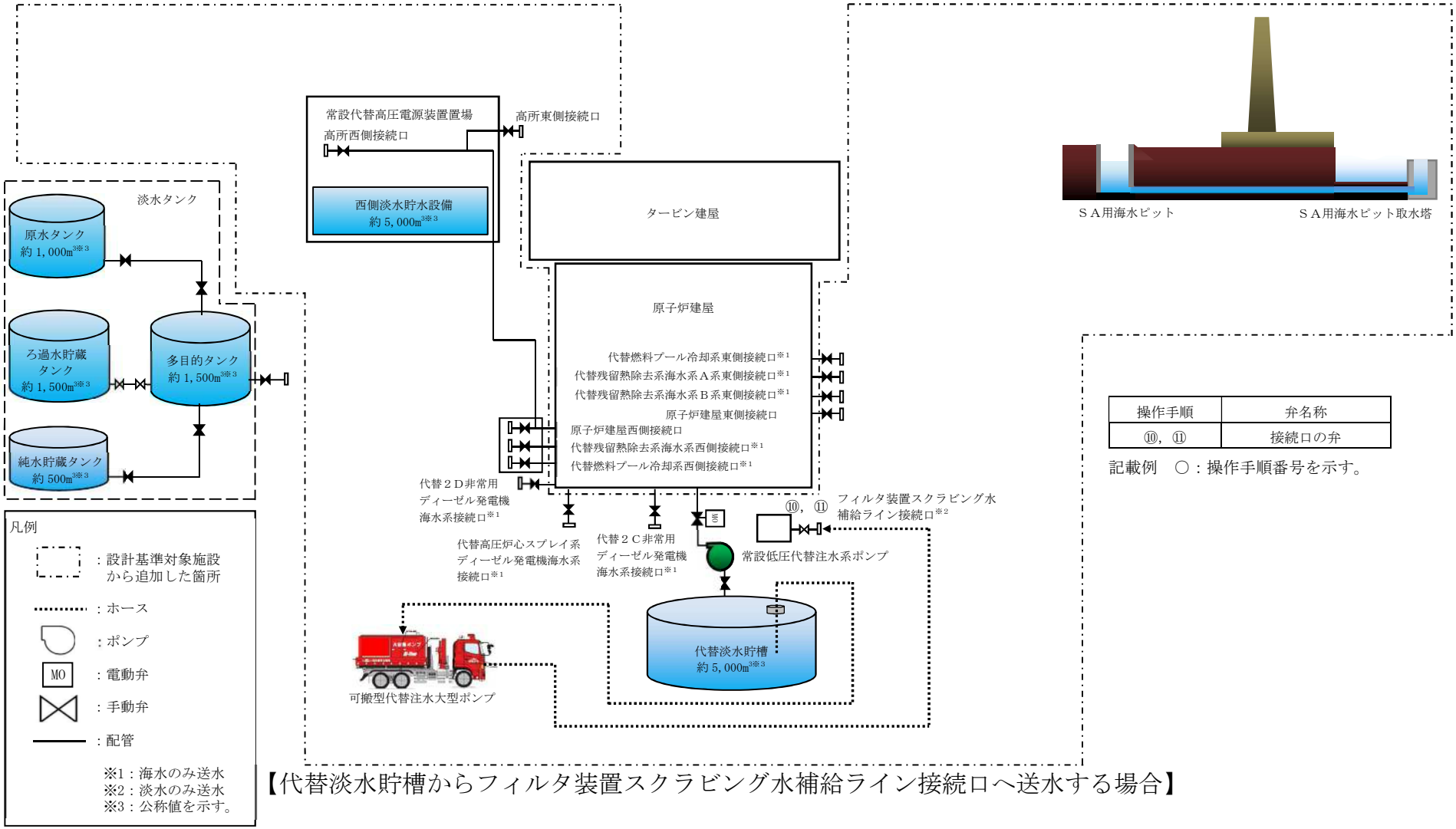


【代替淡水貯槽又は海から高所西側接続口へ送水する場合】

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）



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）

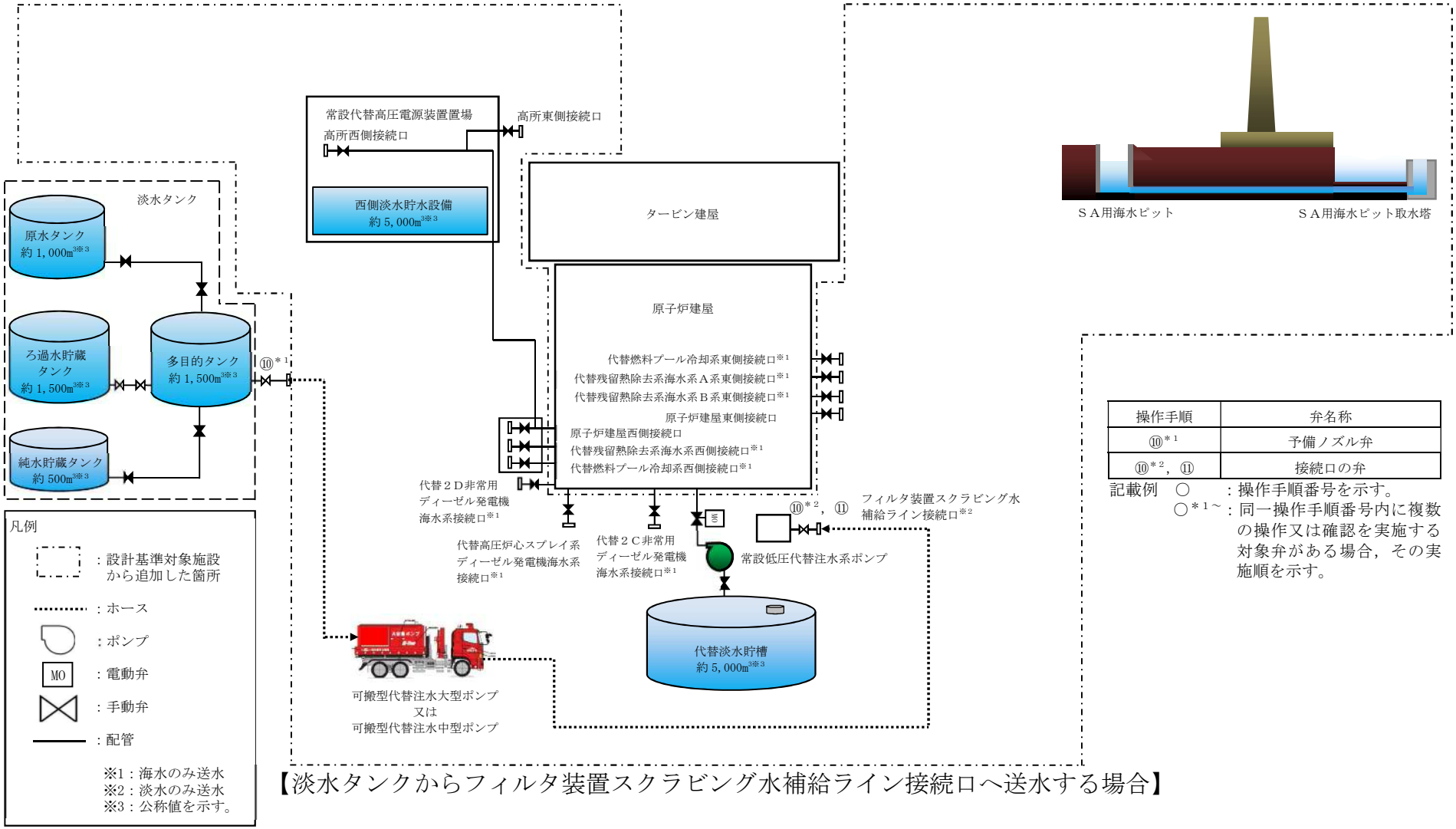


操作手順	弁名称
⑩，⑪	接続口の弁

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）

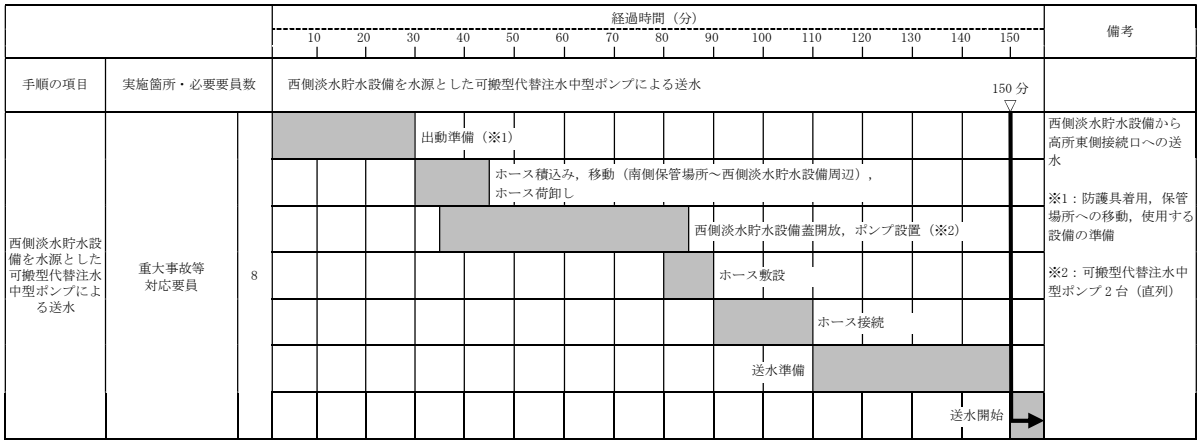


操作手順	弁名称
⑩*1	予備ノズル弁
⑩*2，⑪	接続口の弁

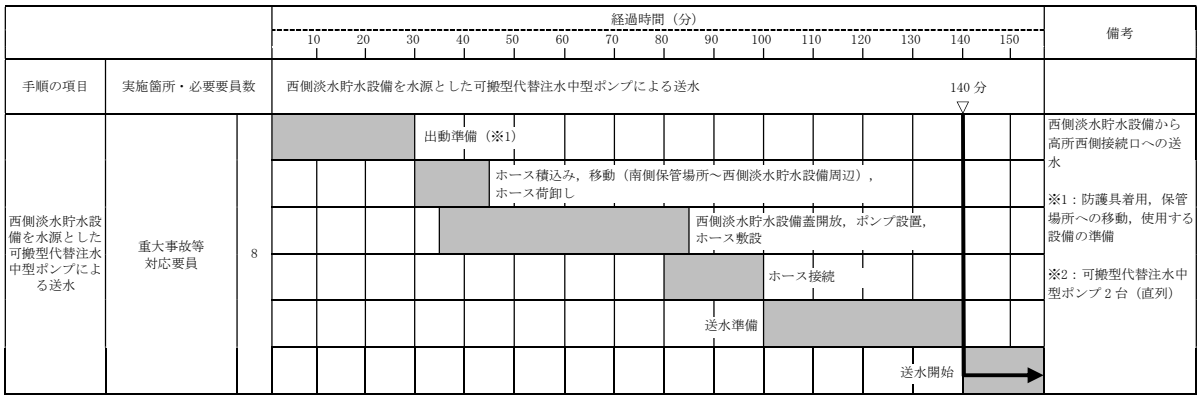
記載例　○　：操作手順番号を示す。
○*1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

【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】

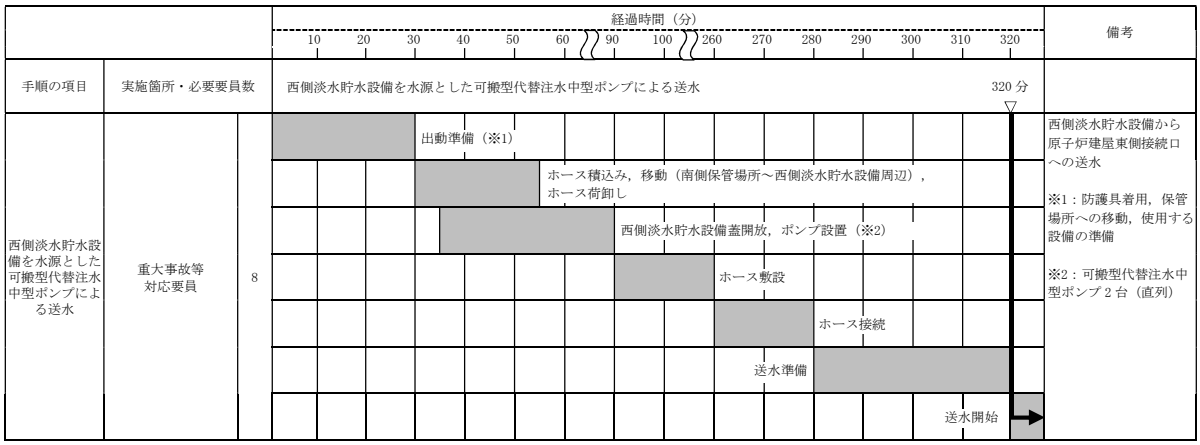
第1.13－6図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（11／11）



【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。】

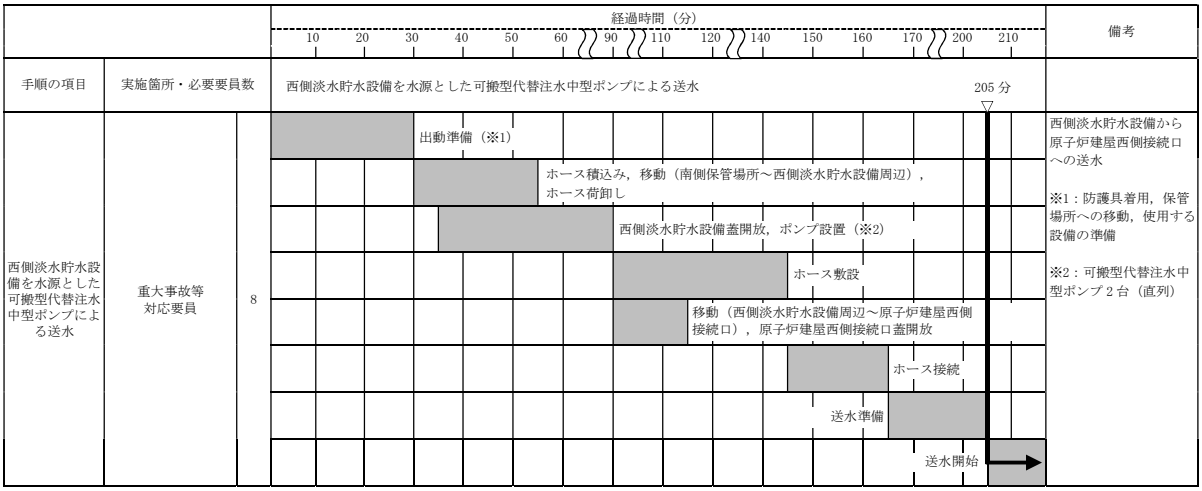


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所西側接続口への送水開始まで 140 分以内で可能である。】

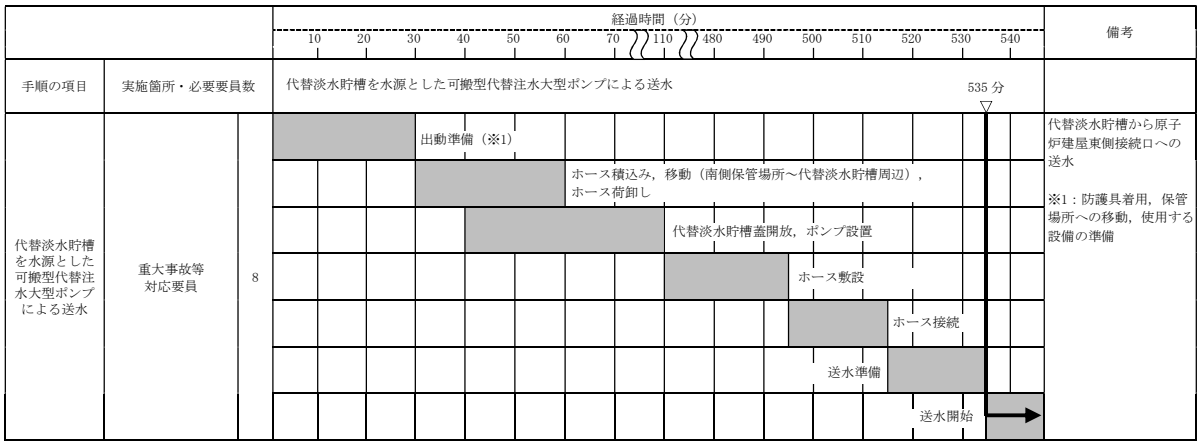


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 190 分以内で可能である。】

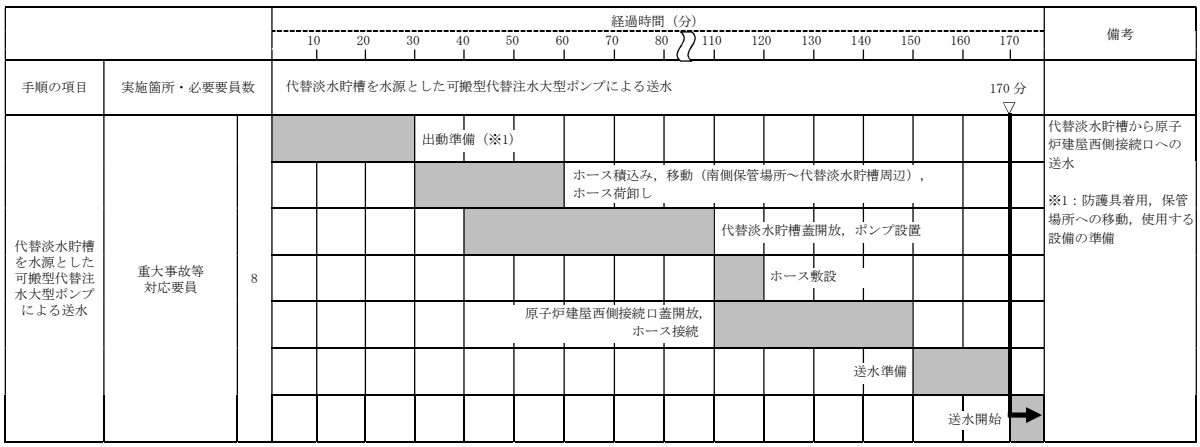
第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（1／6）



【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。】

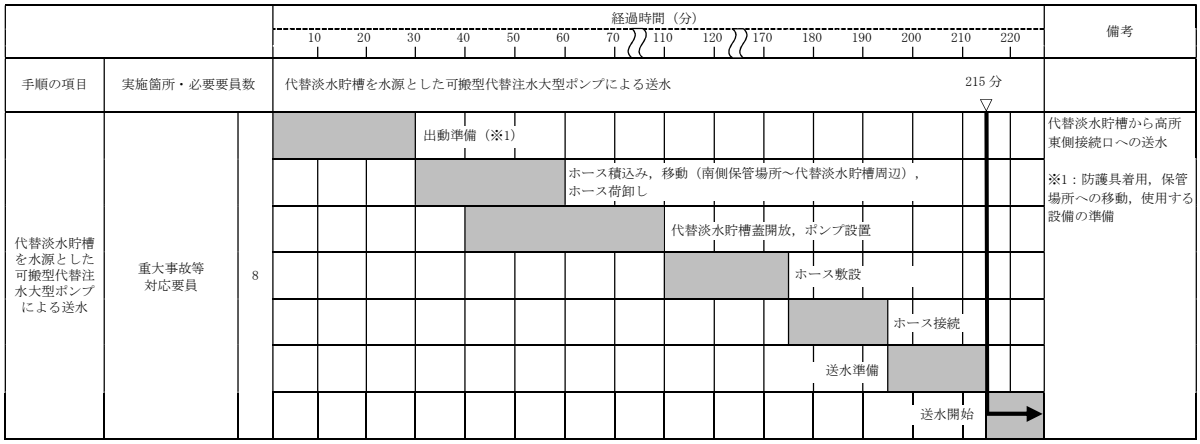


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 205 分以内で可能である。】

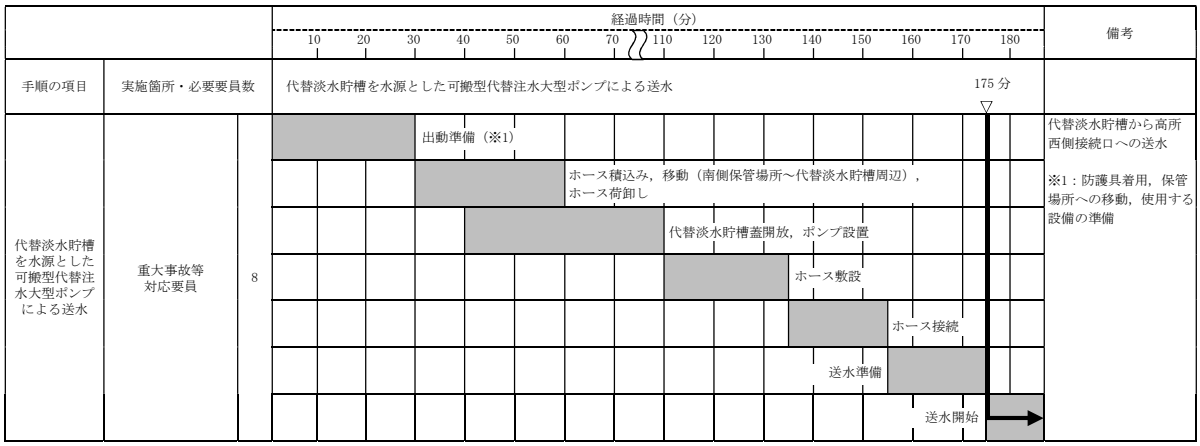


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

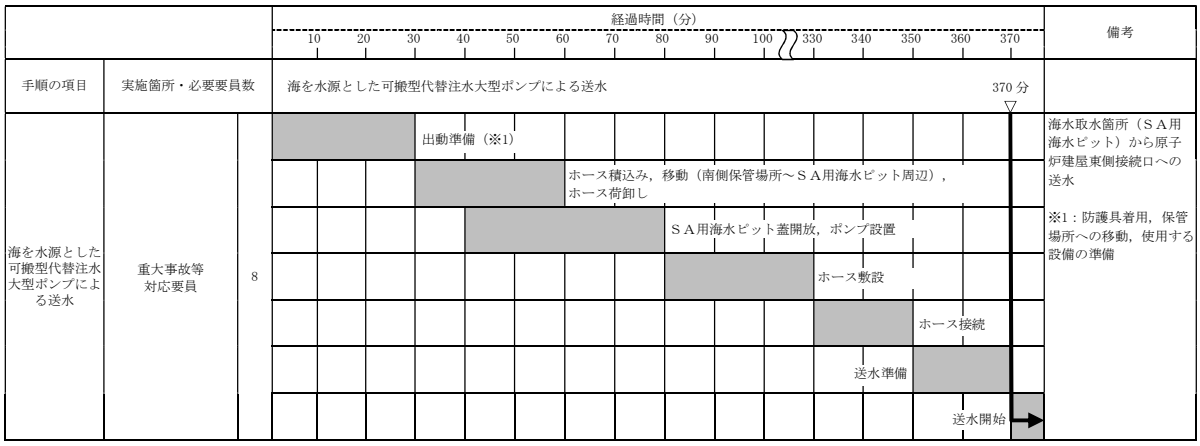
第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（2／6）



【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。】

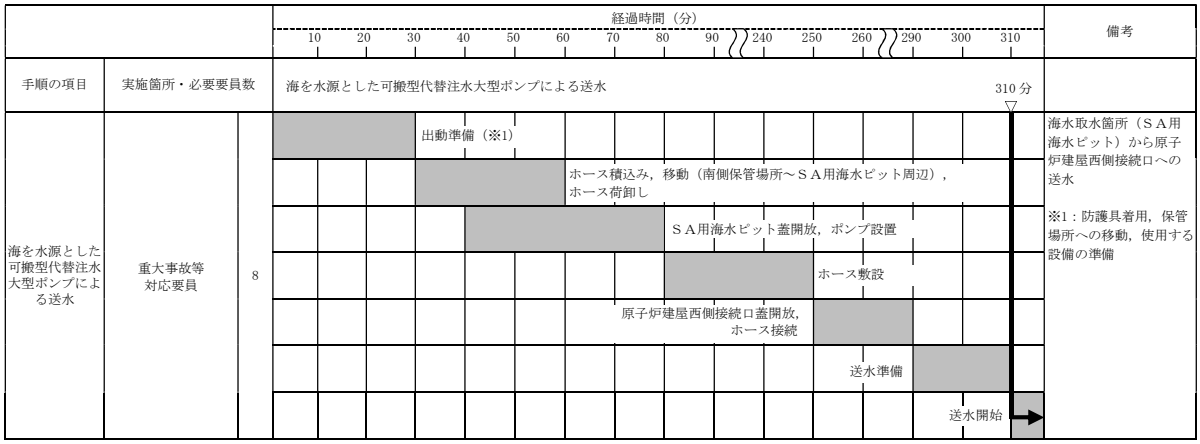


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所西側接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】

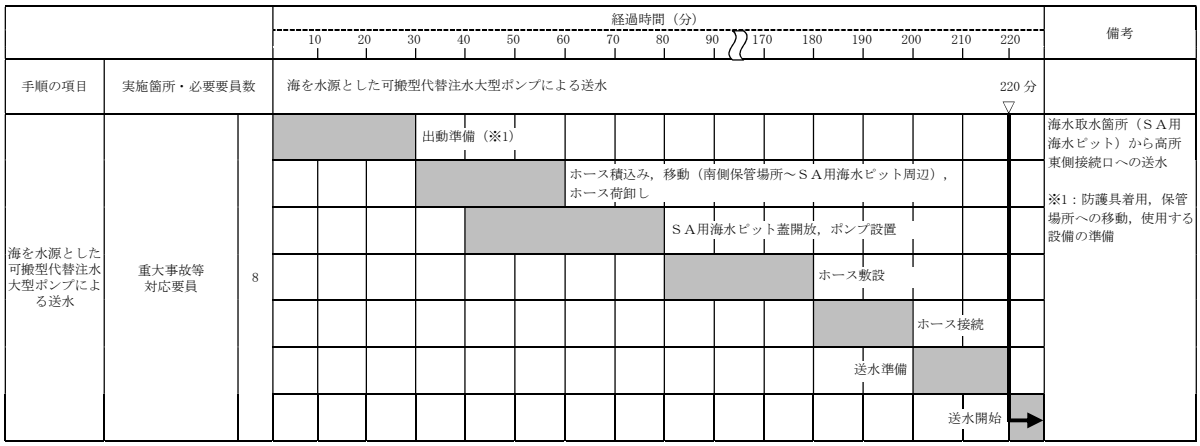


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 135 分以内で可能である。】

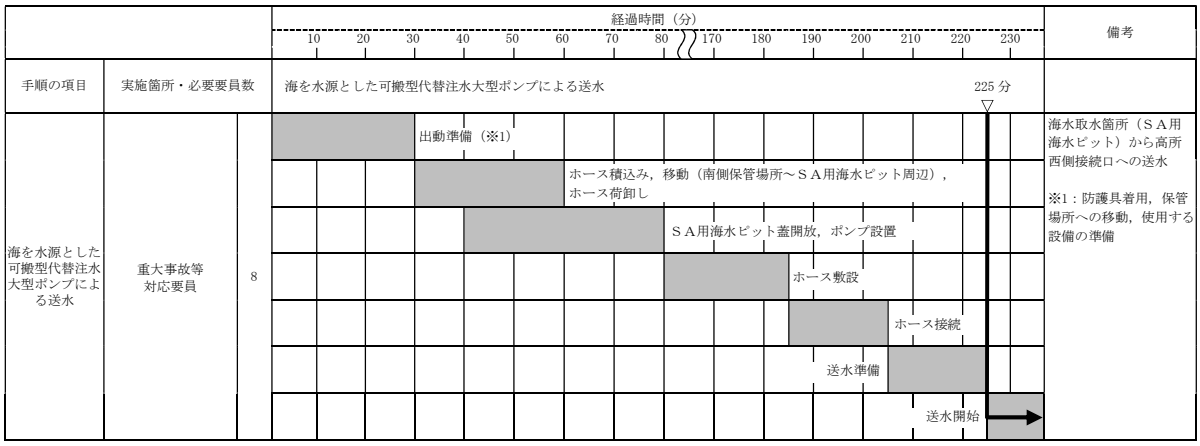
第 1.13－7 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（3／6）



【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。】

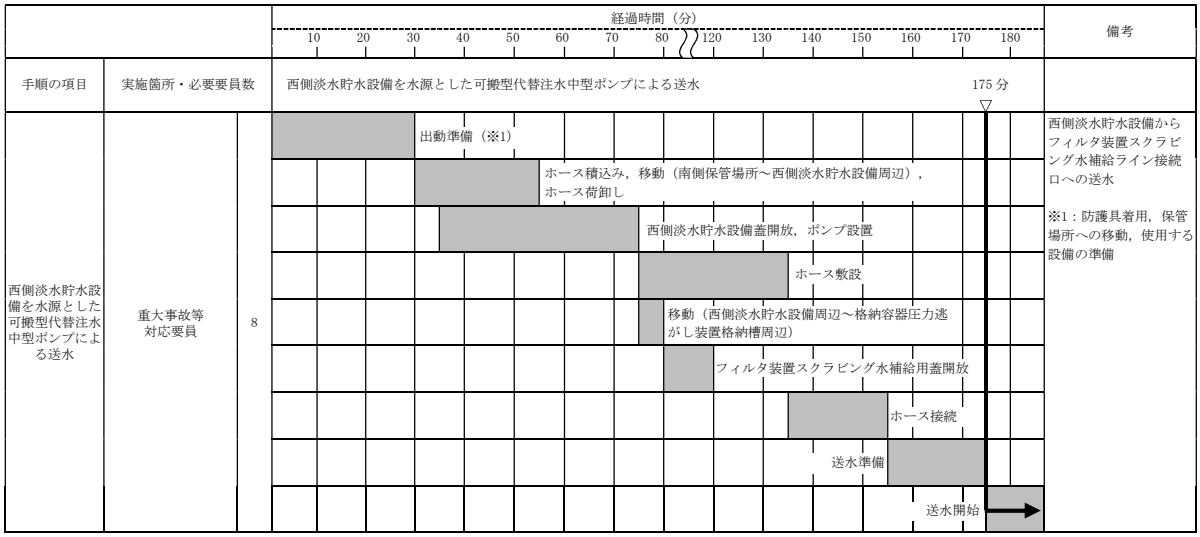


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所東側接続口への送水開始まで 155 分以内で可能である。】

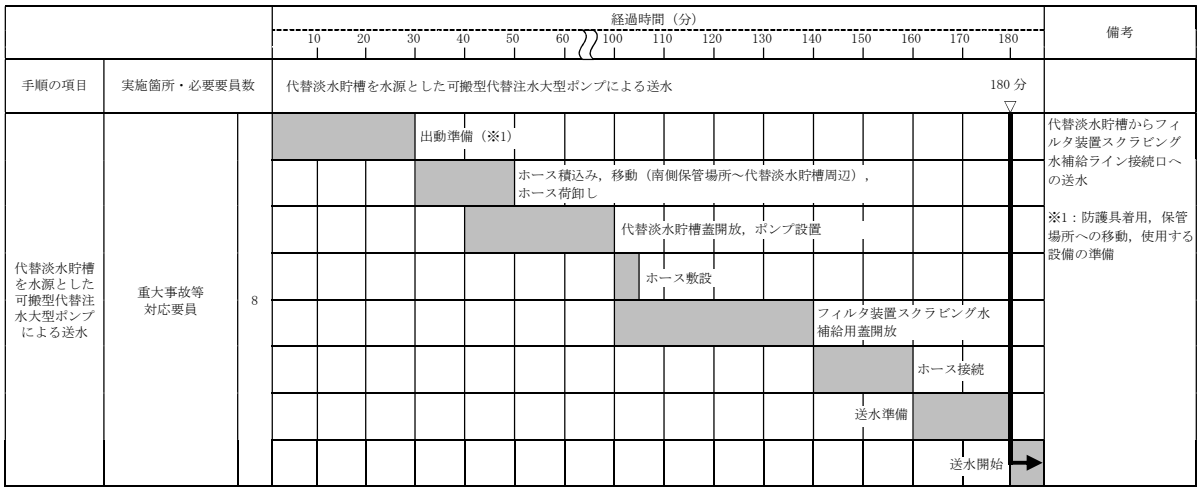


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，高所西側接続口への送水開始まで 150 分以内で可能である。】

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）

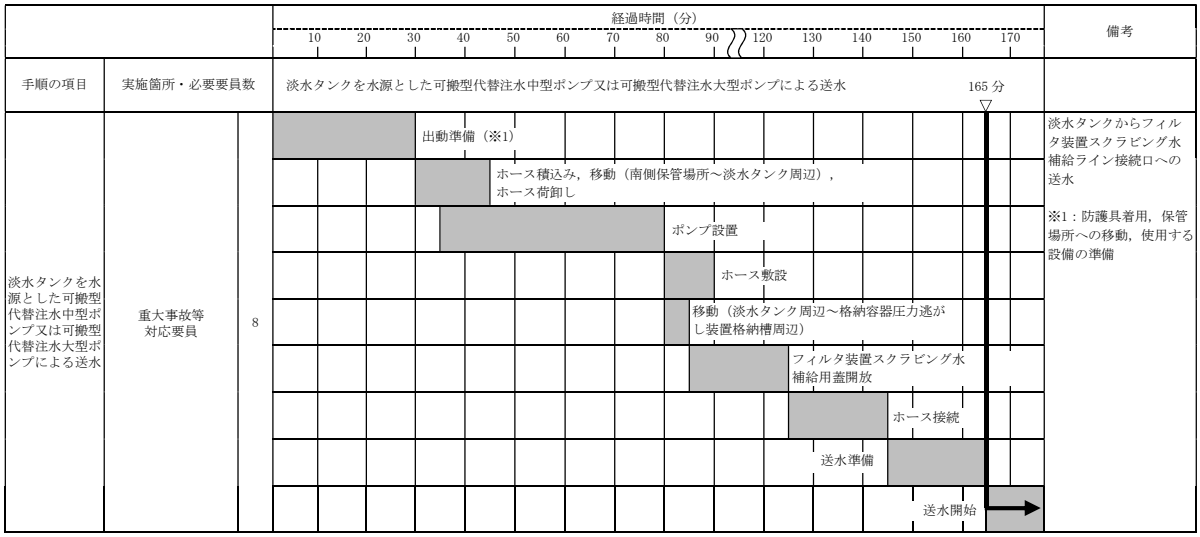


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで 165 分以内で可能である。】



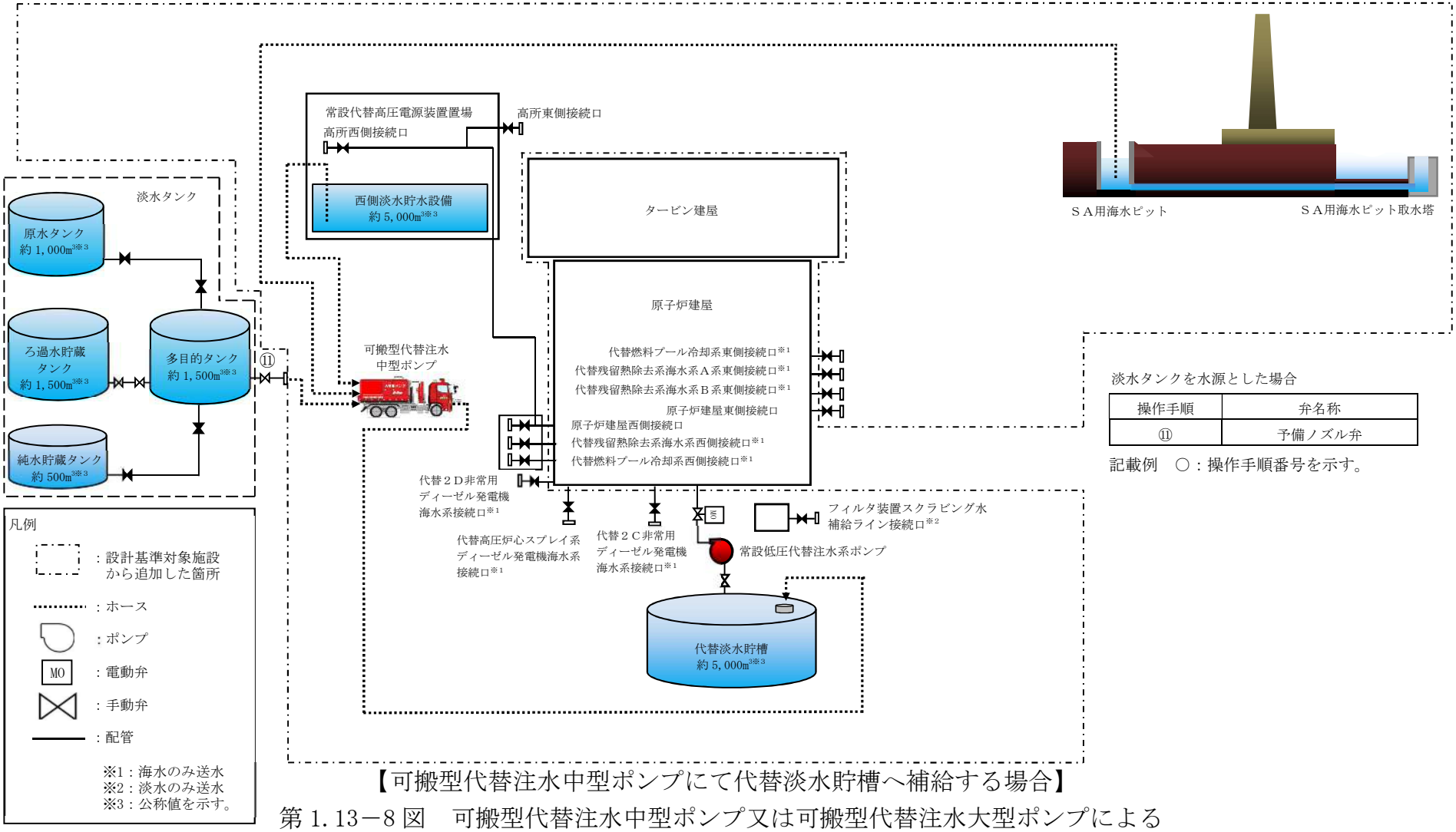
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで 180 分以内で可能である。】

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）



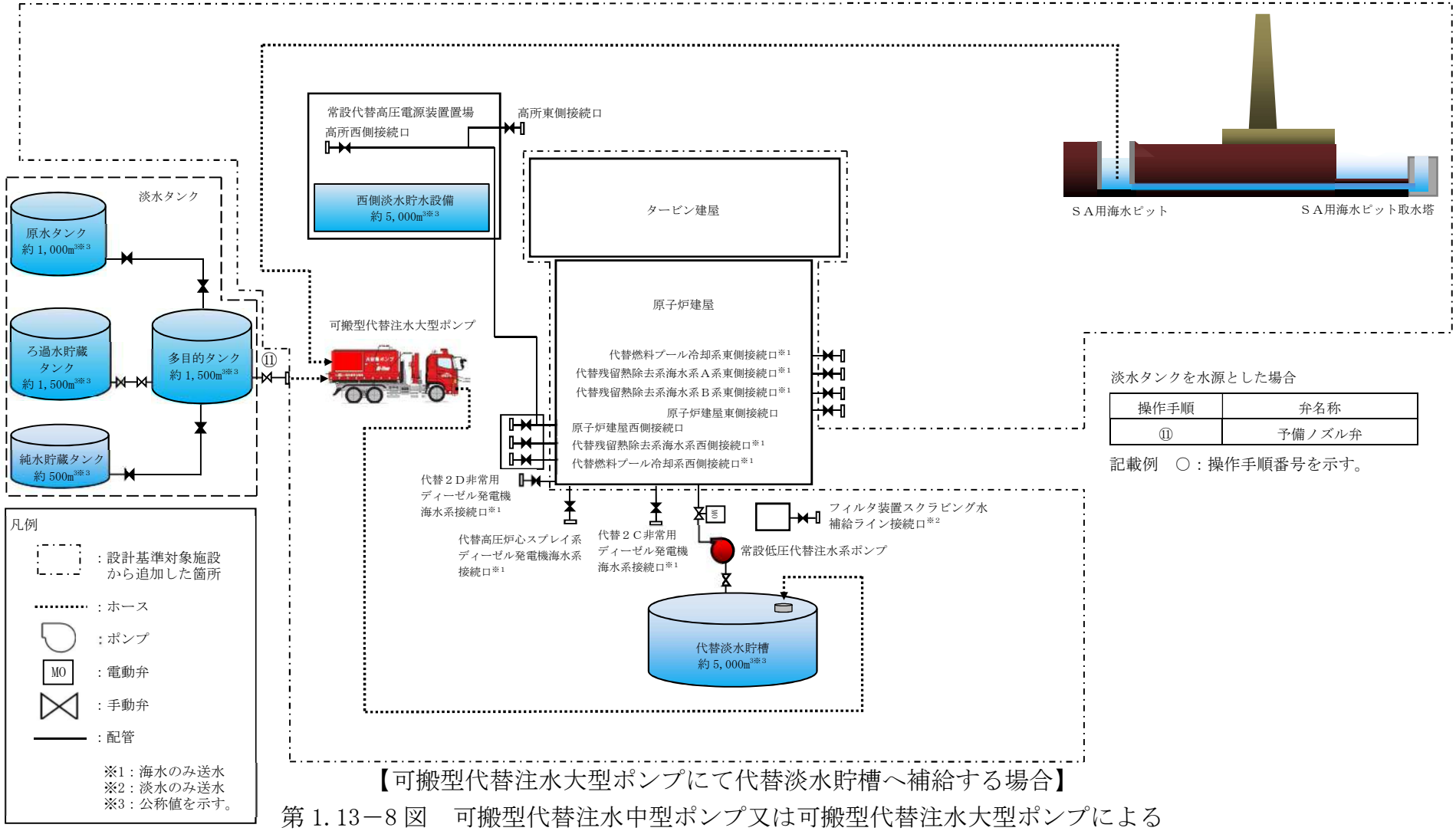
淡水タンクを水源とした場合

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。

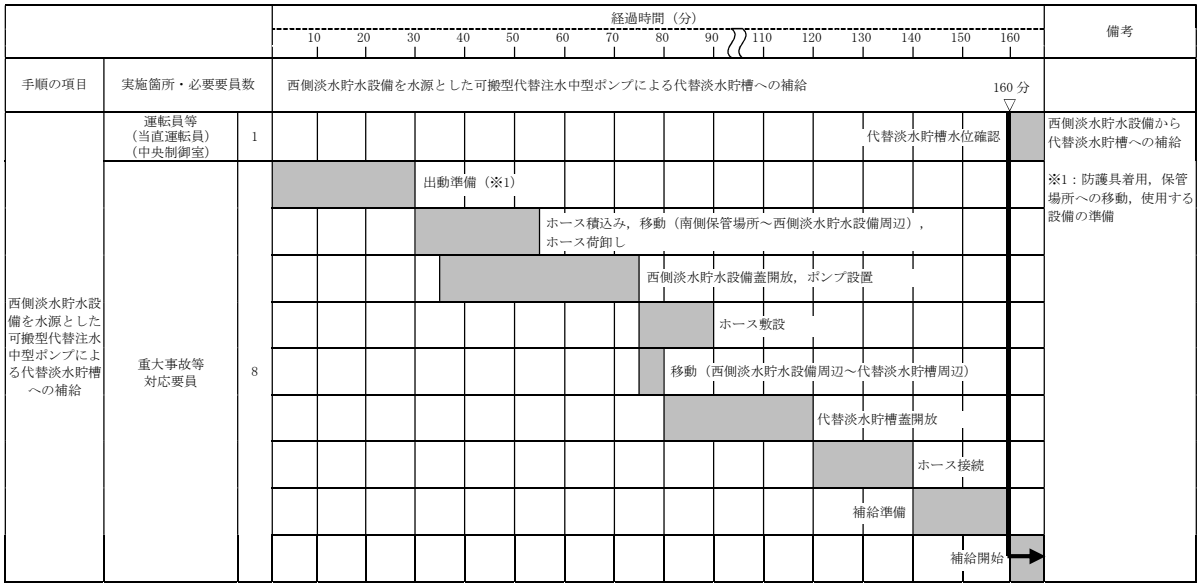
【可搬型代替注水中型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

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）

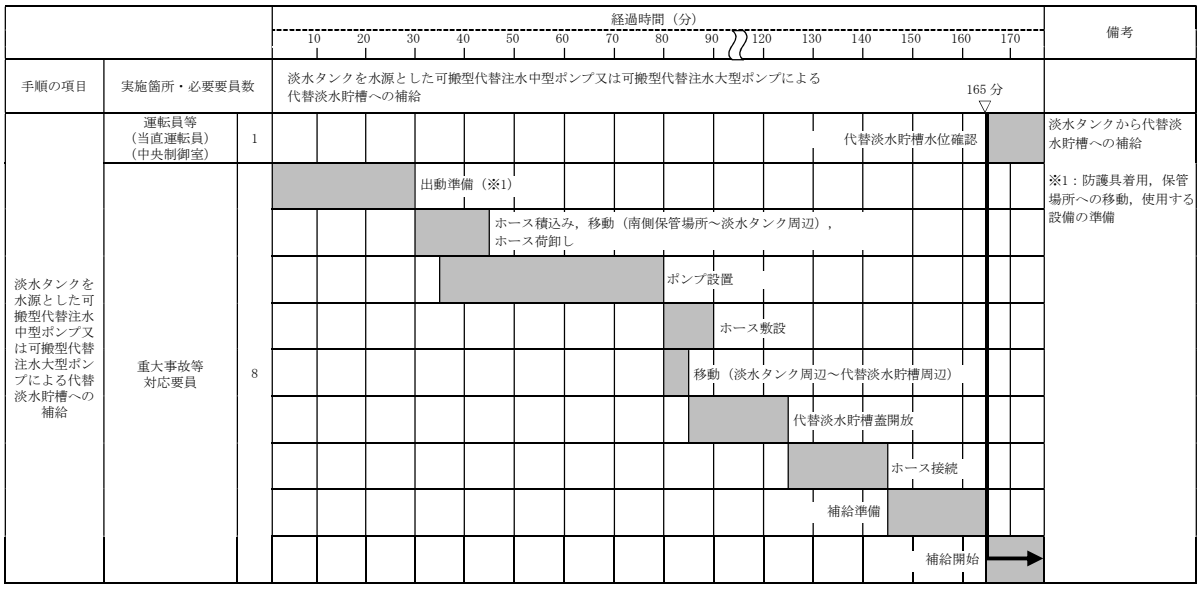


【可搬型代替注水大型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

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）

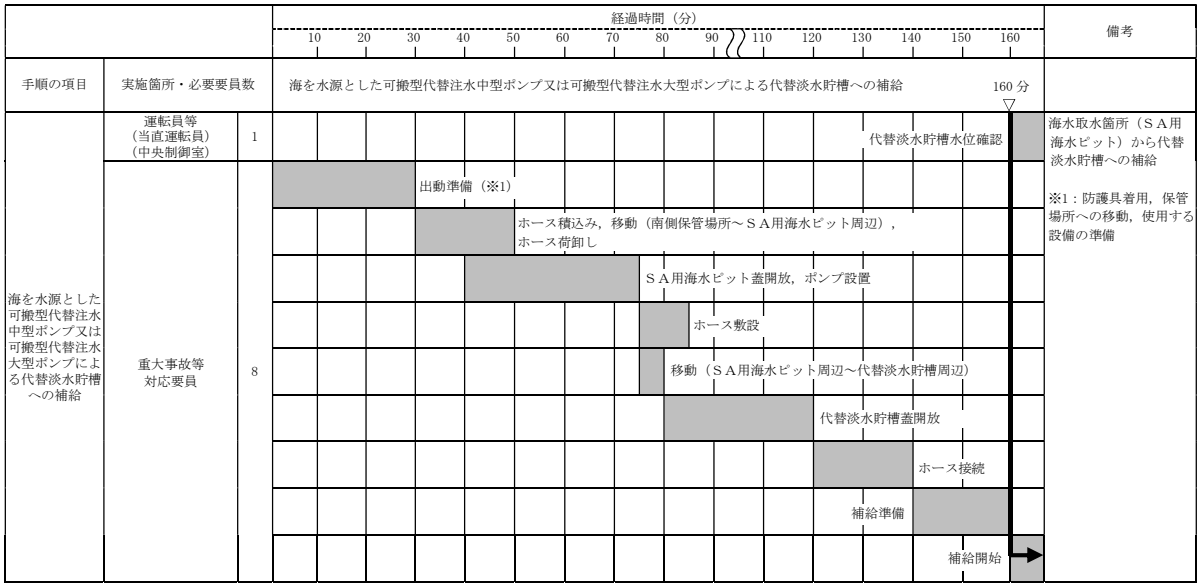


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 160 分以内で可能である。】



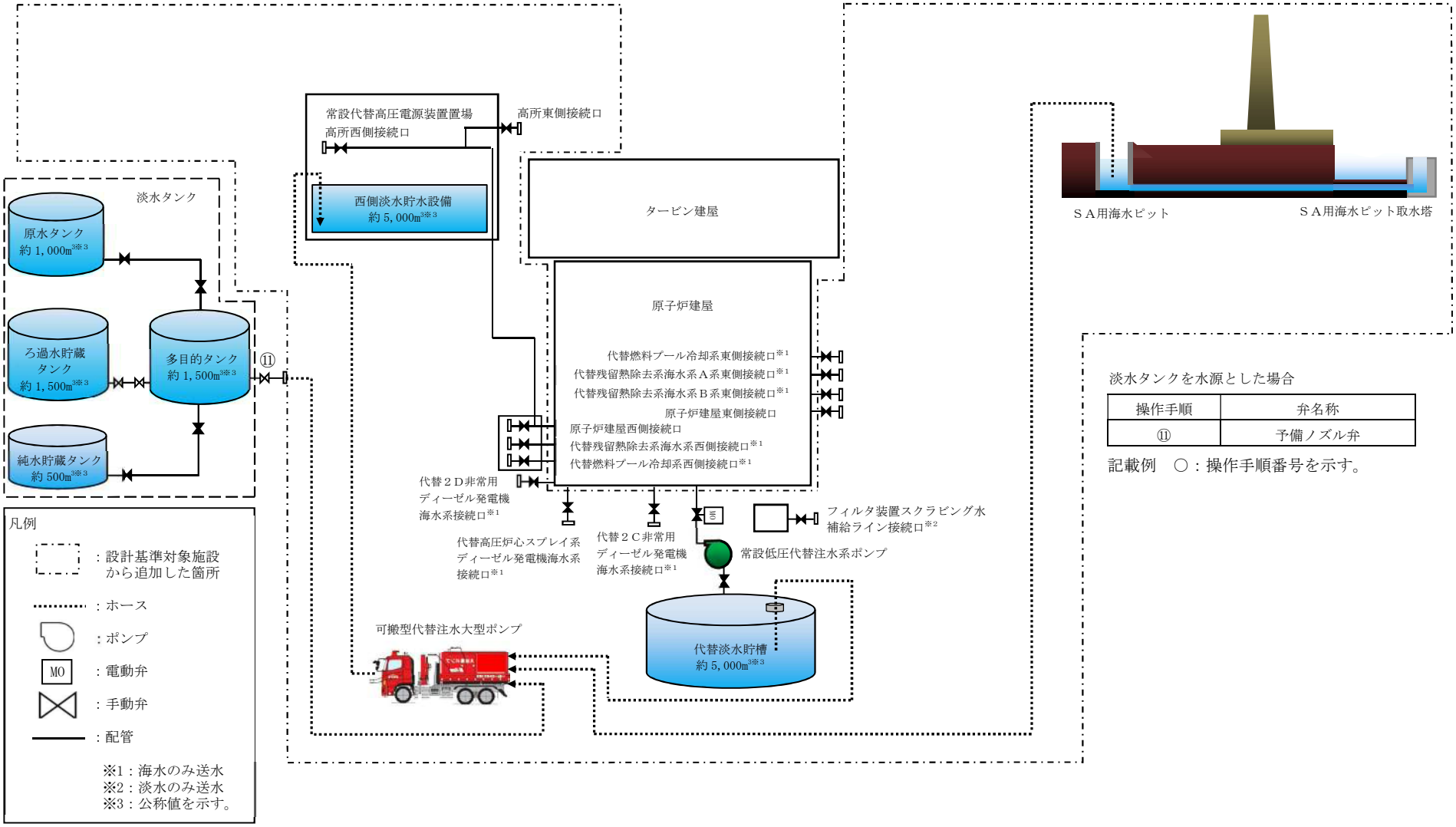
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 165 分以内で可能である。】

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）

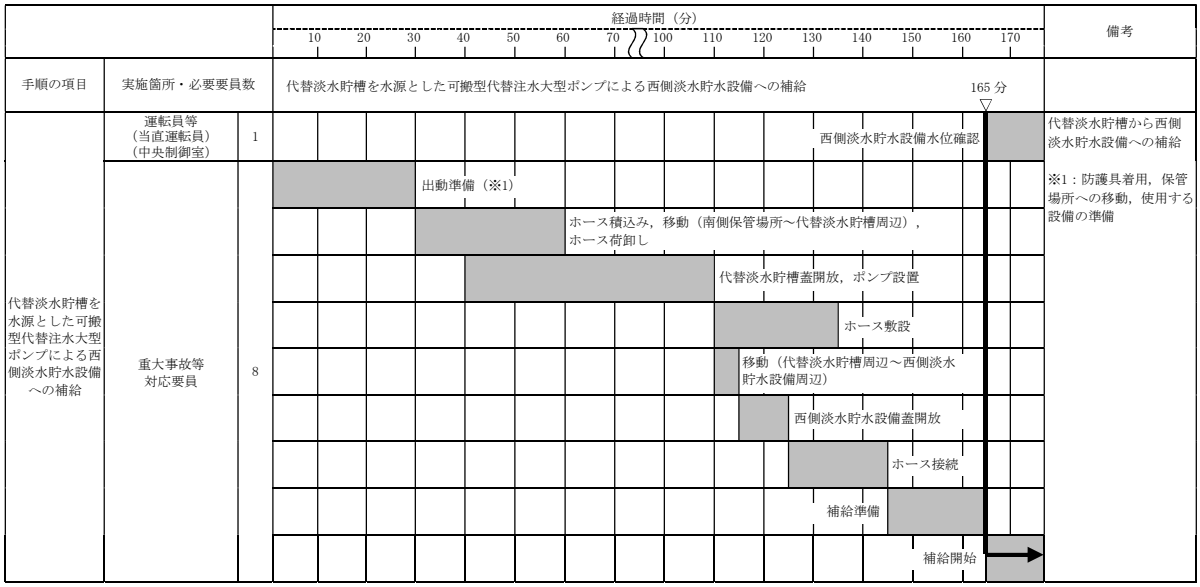


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 160 分以内で可能である。】

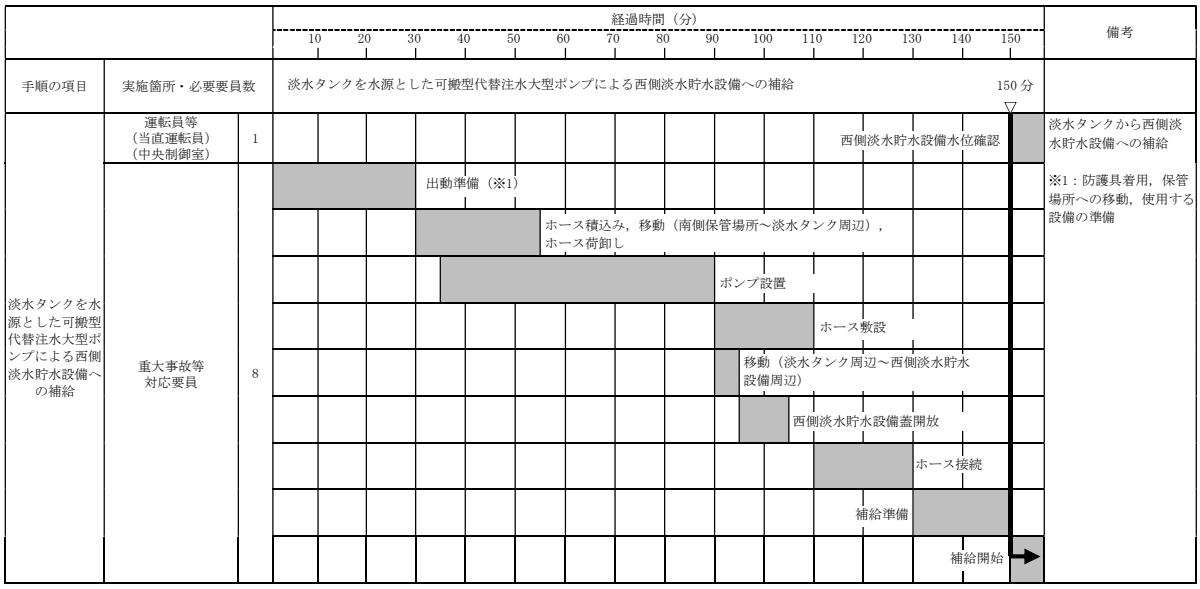
第 1.13－9 図　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）タイムチャート（2／2）



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

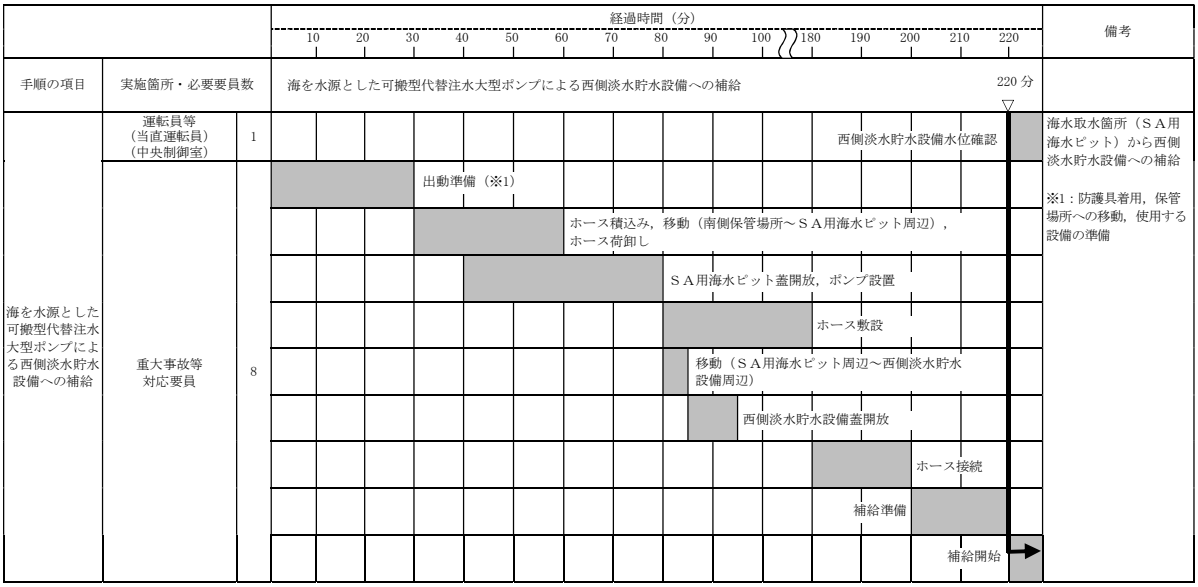


【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 155 分以内で可能である。】



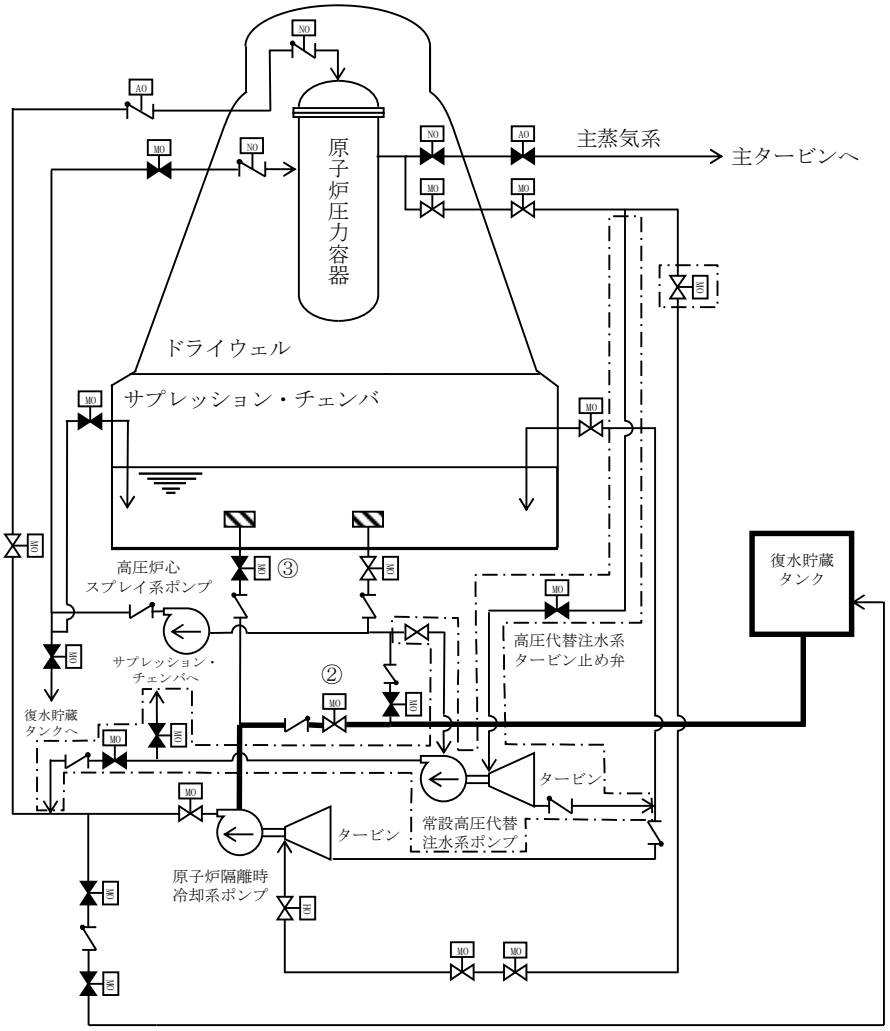
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，補給開始まで 140 分以内で可能である。】

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）



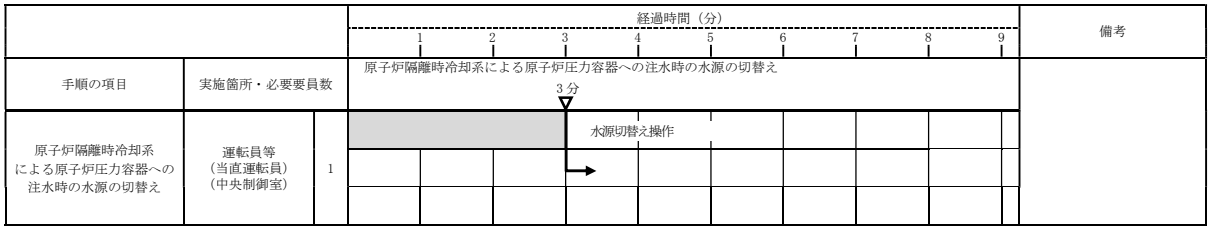
凡例

	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

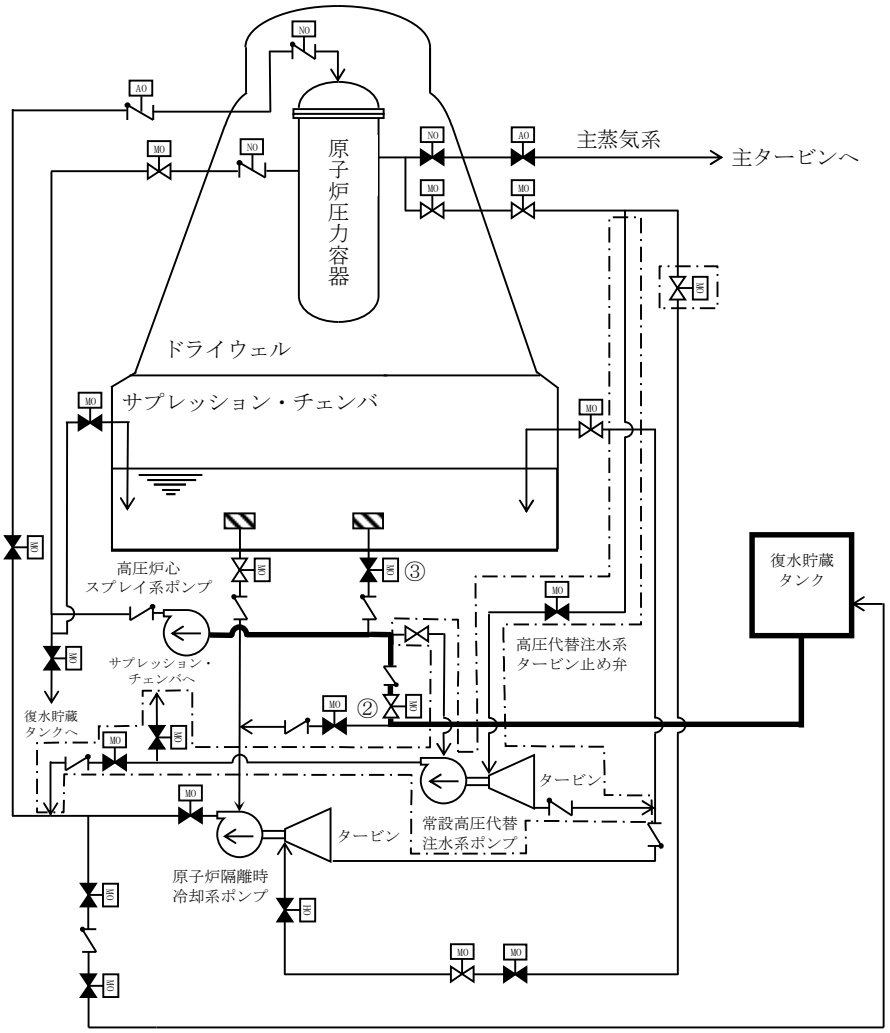
操作手順	弁名称
②	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
③	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁

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



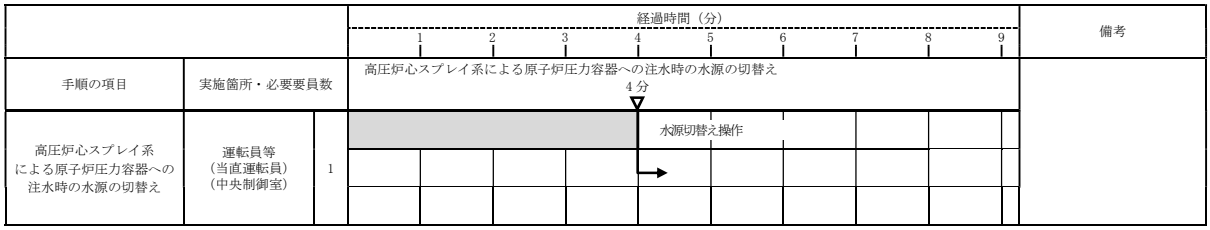
凡例

	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。

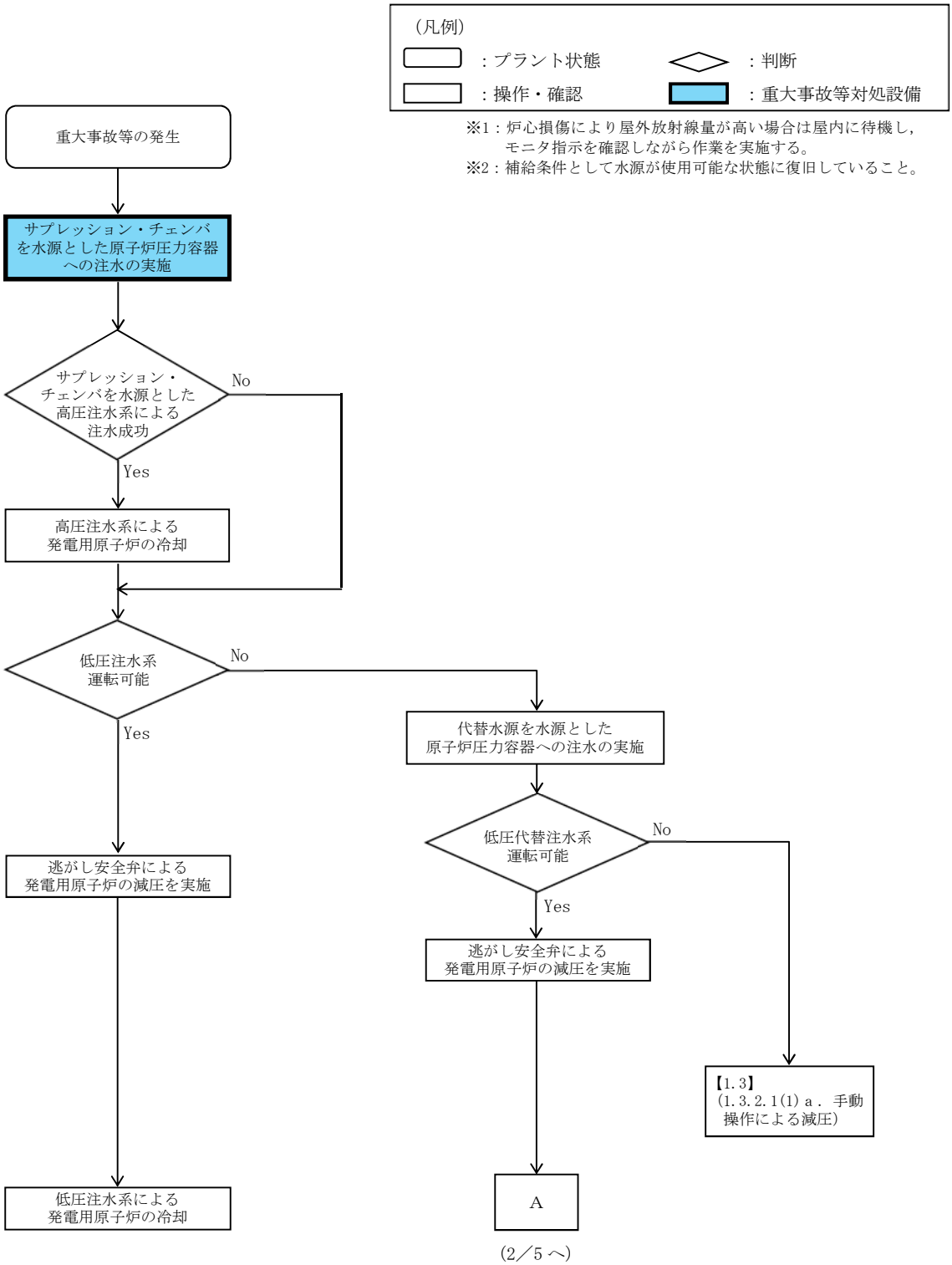
第 1.13－14 図　高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え概要図



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

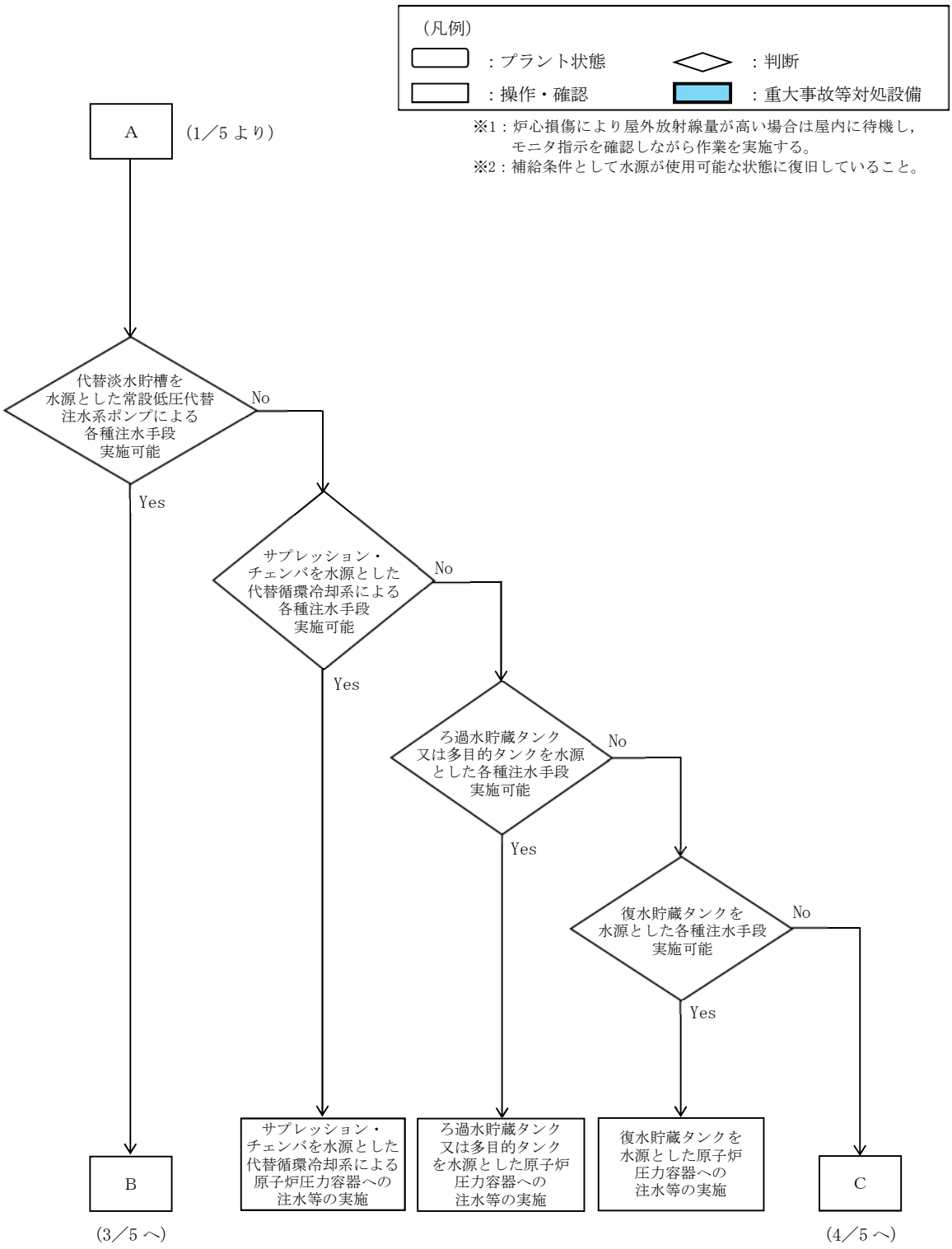
(1)　常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択（1／3）



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

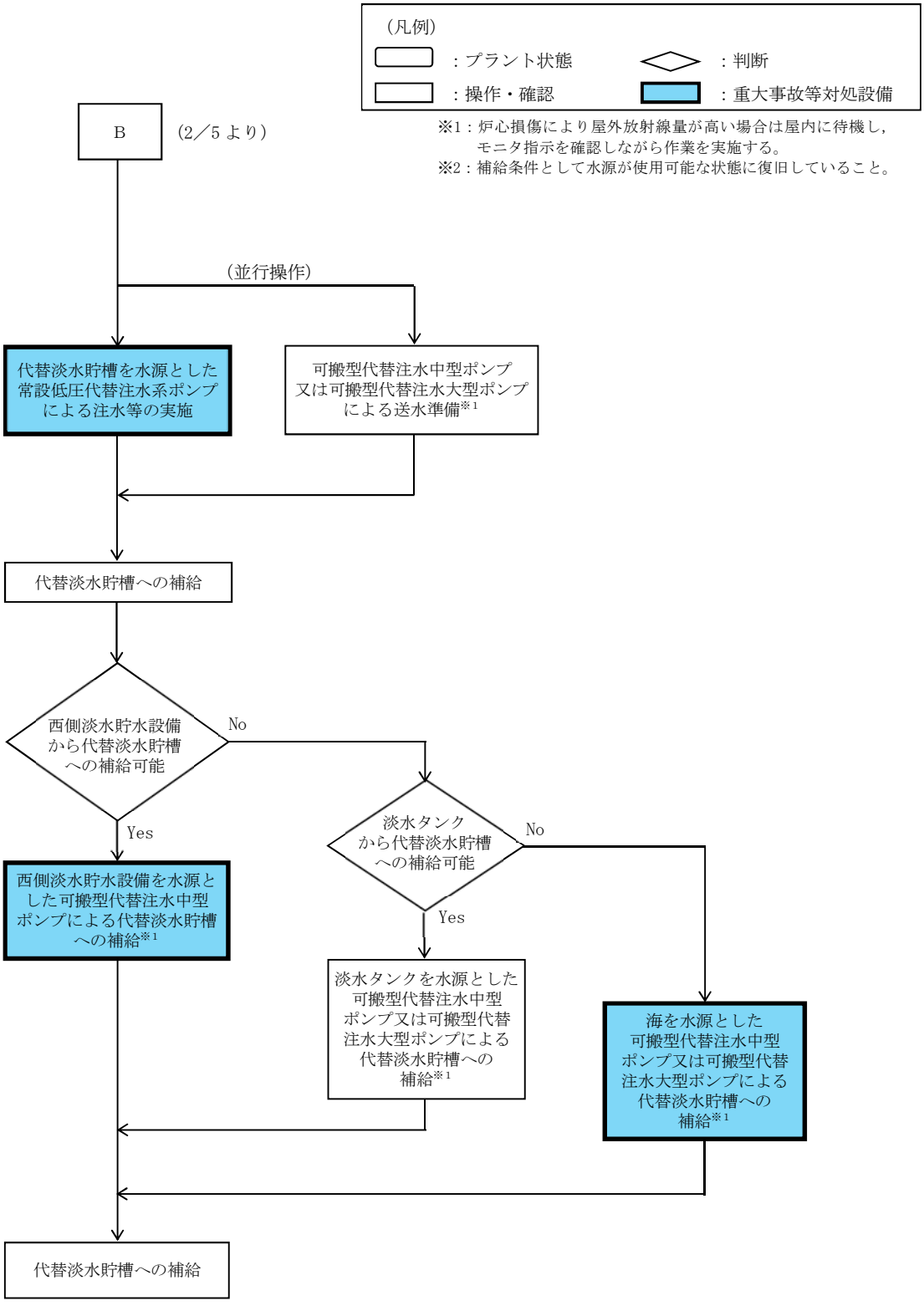
(1)　常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択（2／3）



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

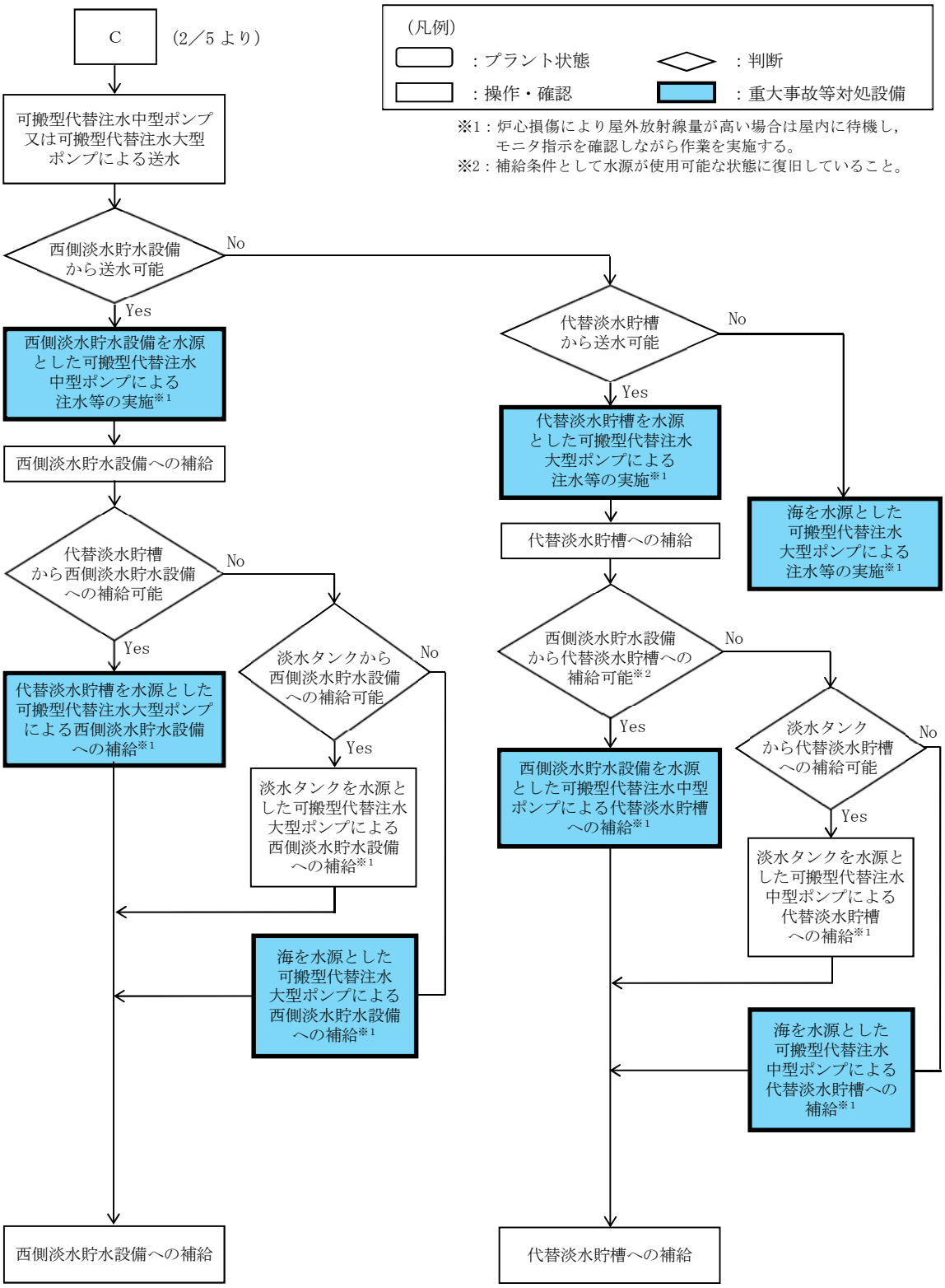
(1)　常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択（3／3）



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

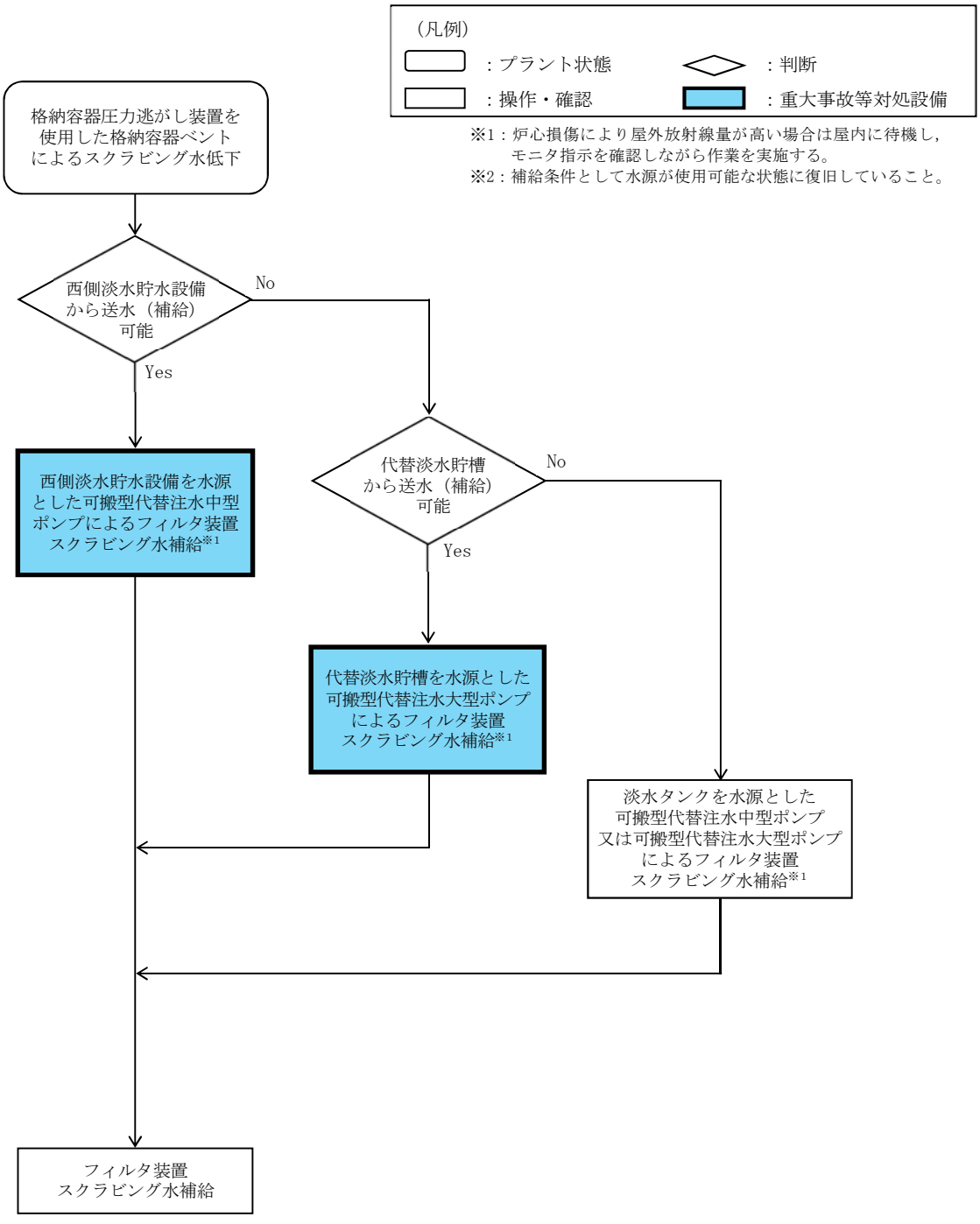
(2)　可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用して注水等を行う場合の対応手段の選択



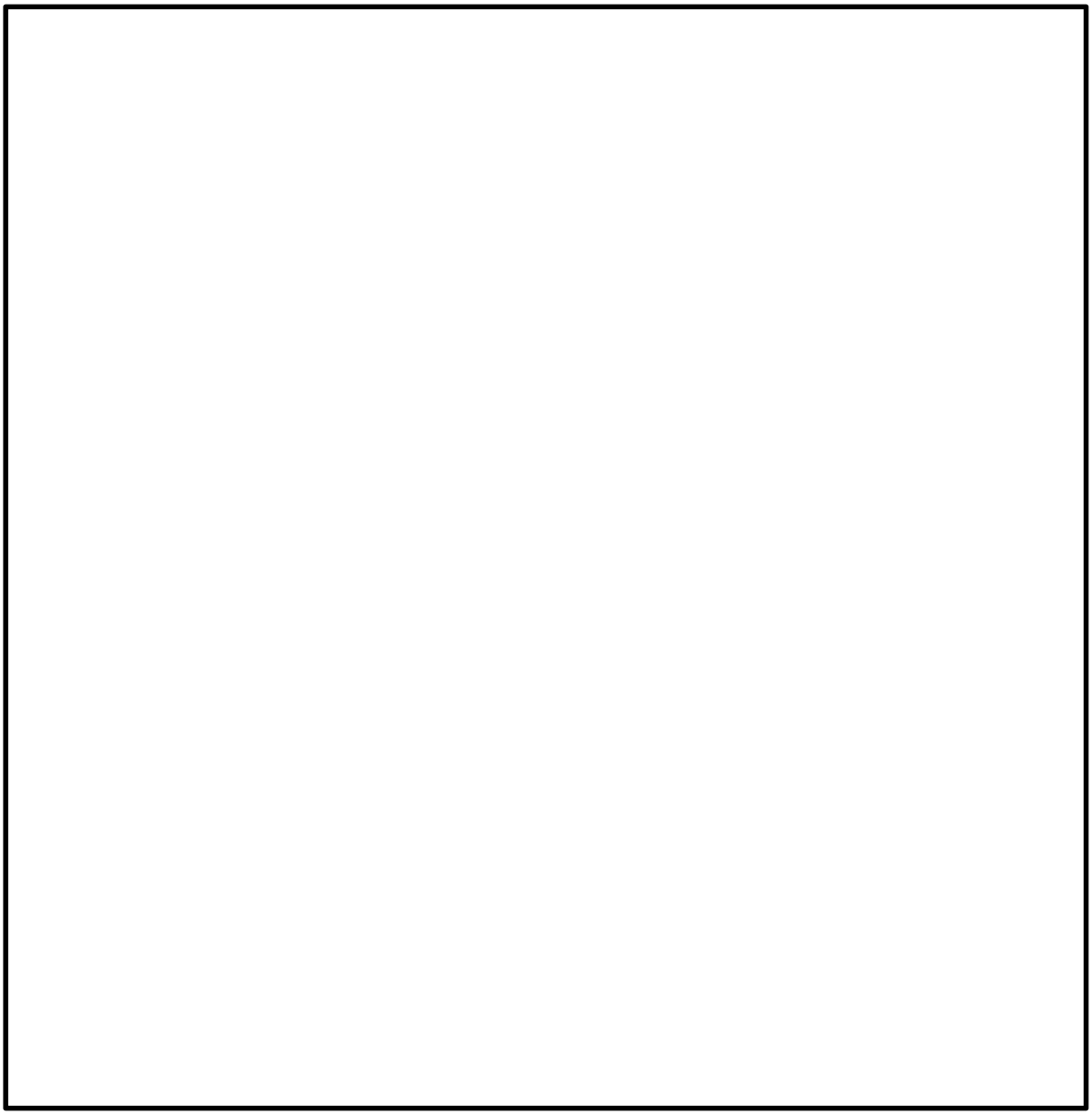
第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（4／5）

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

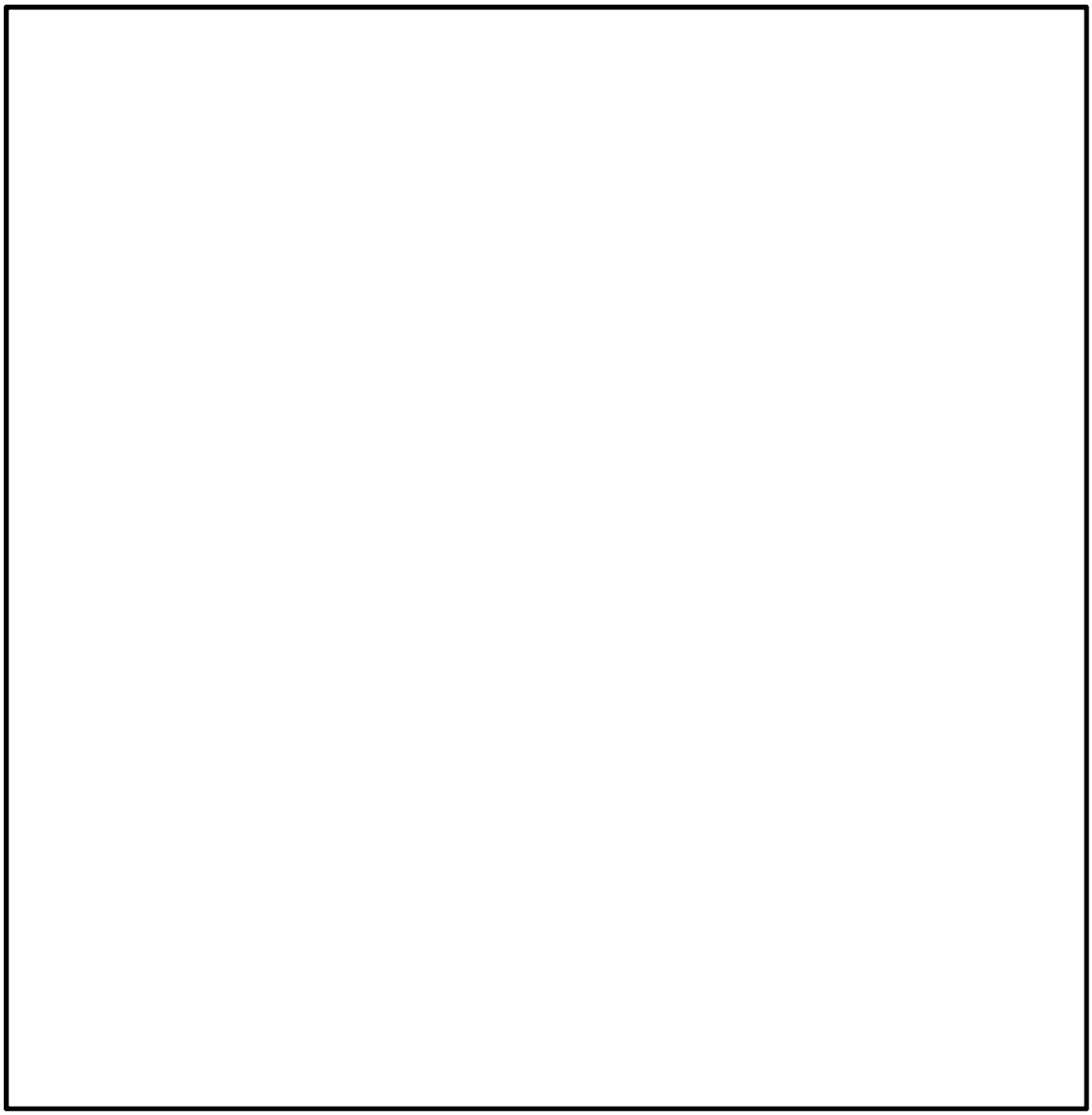


第 1.13－16 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（5／5）



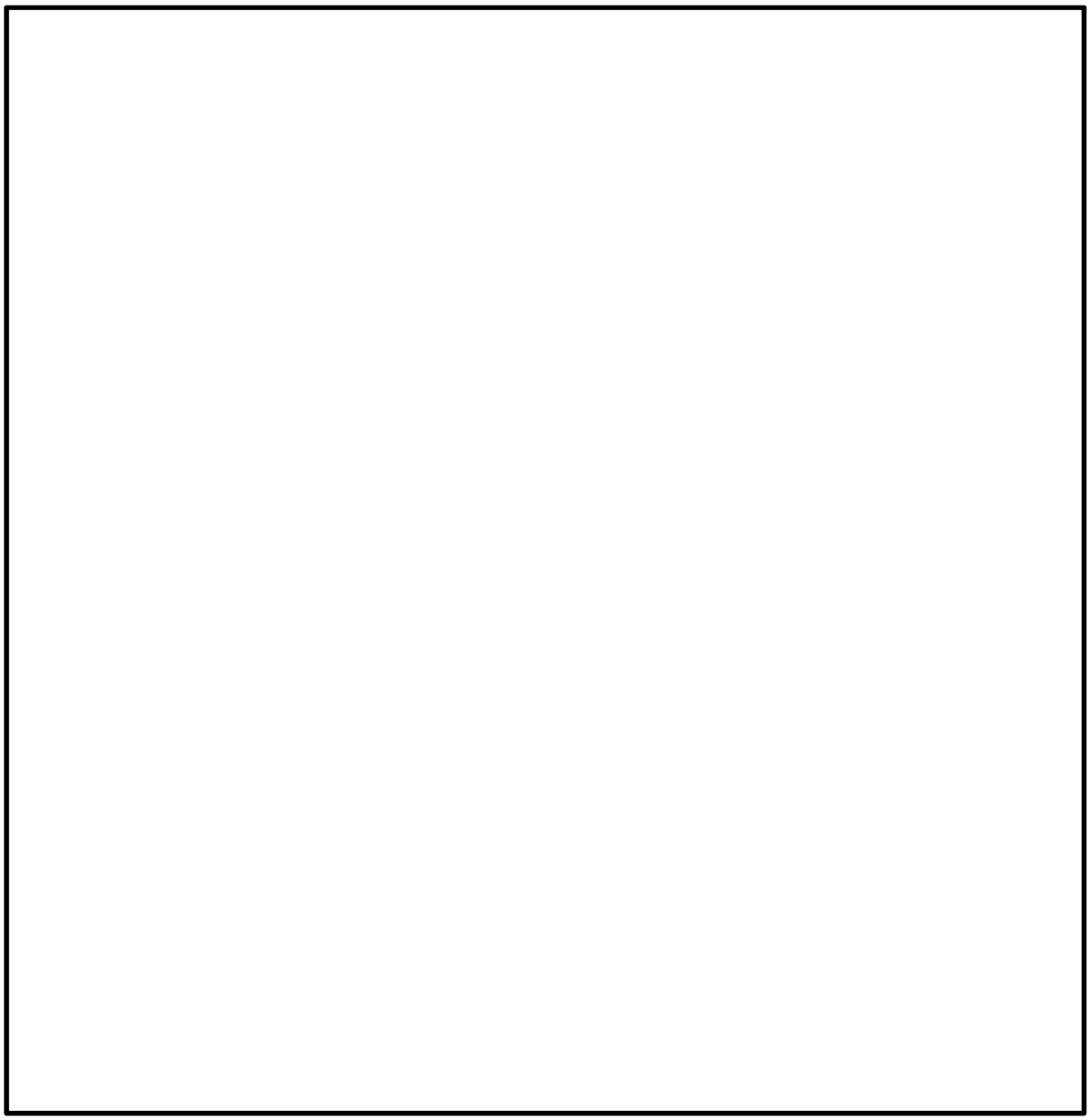
（高所東側接続口又は高所西側接続口への送水）

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）



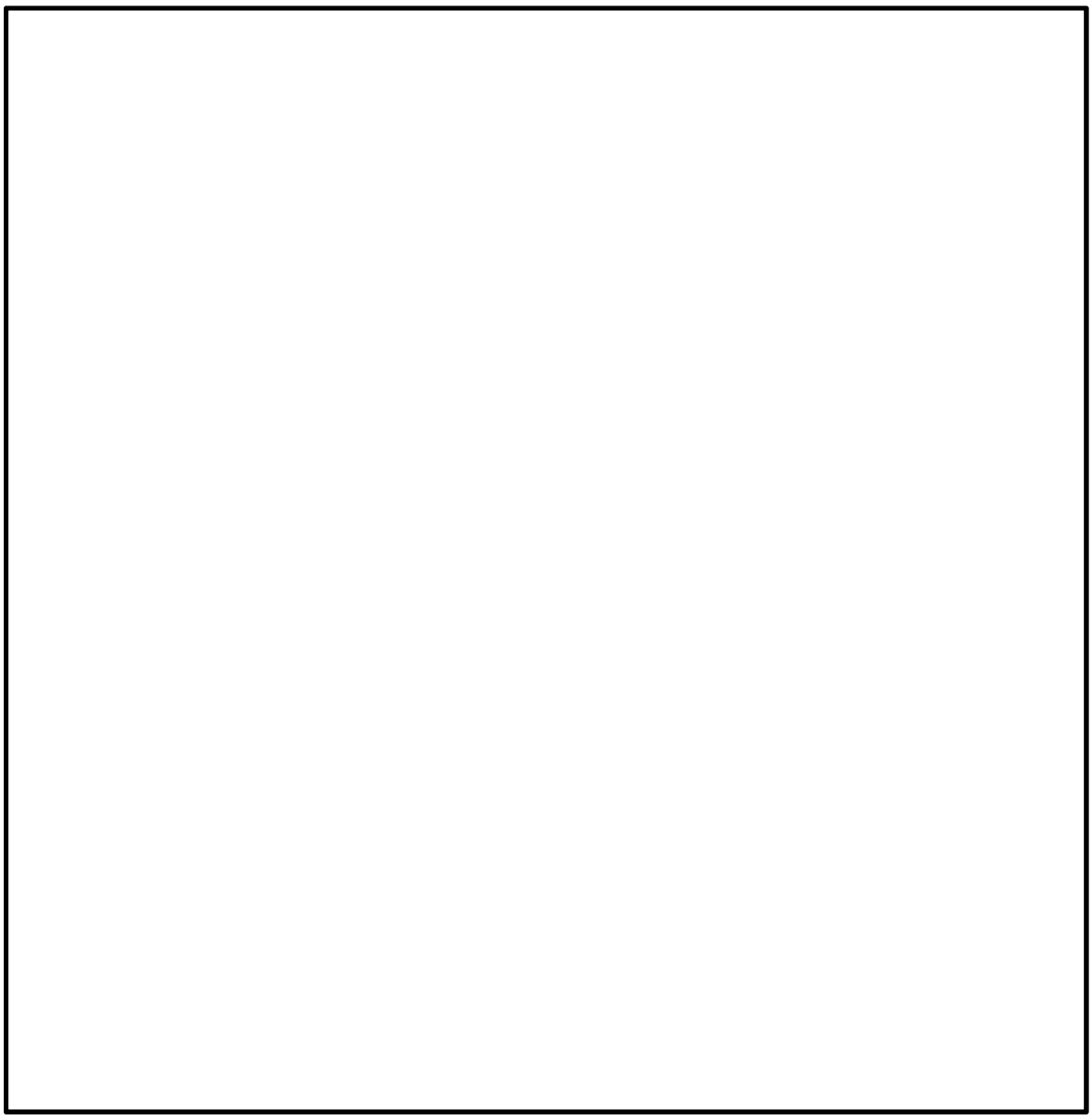
（原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水）

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）



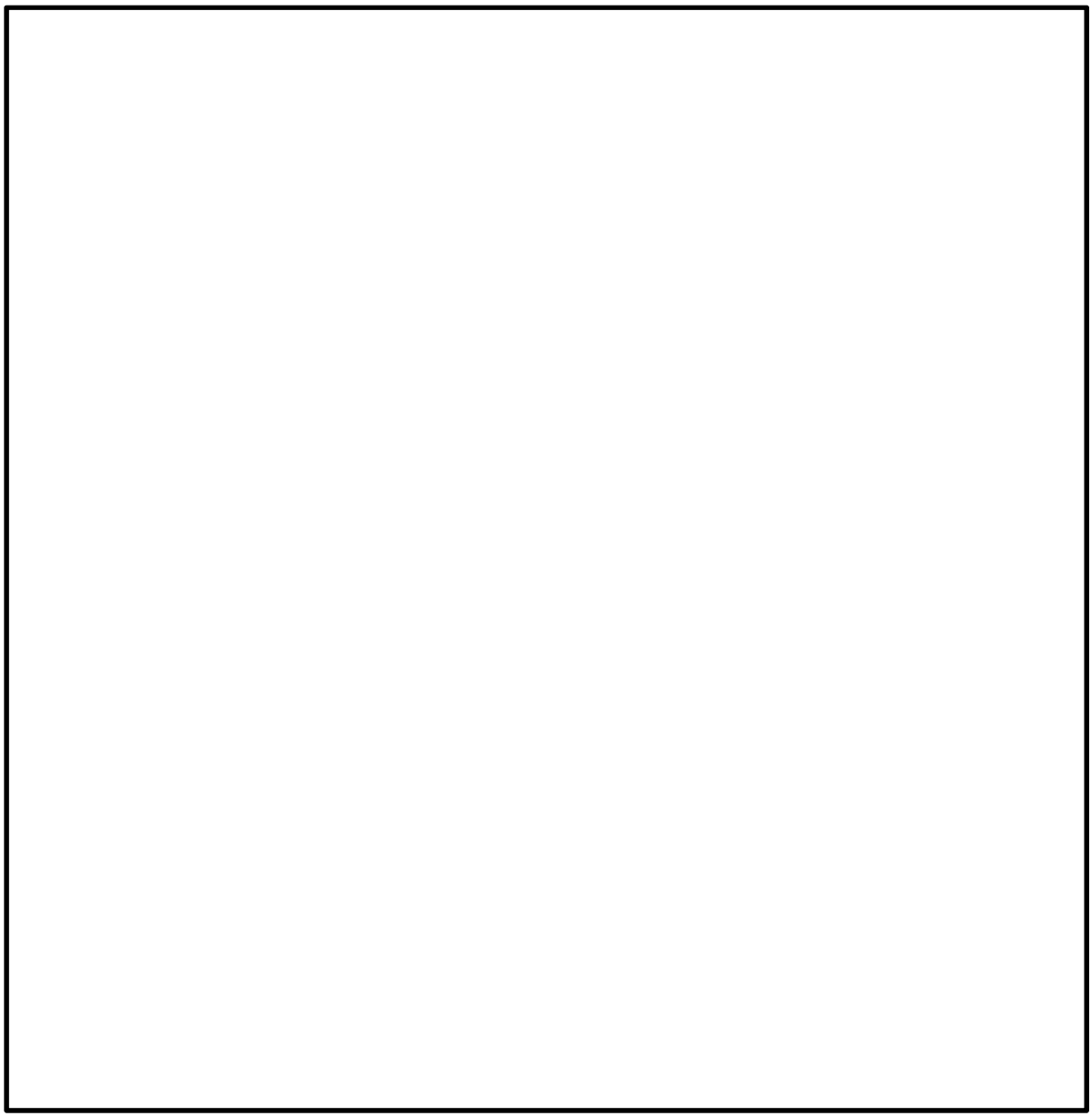
（原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水）

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）



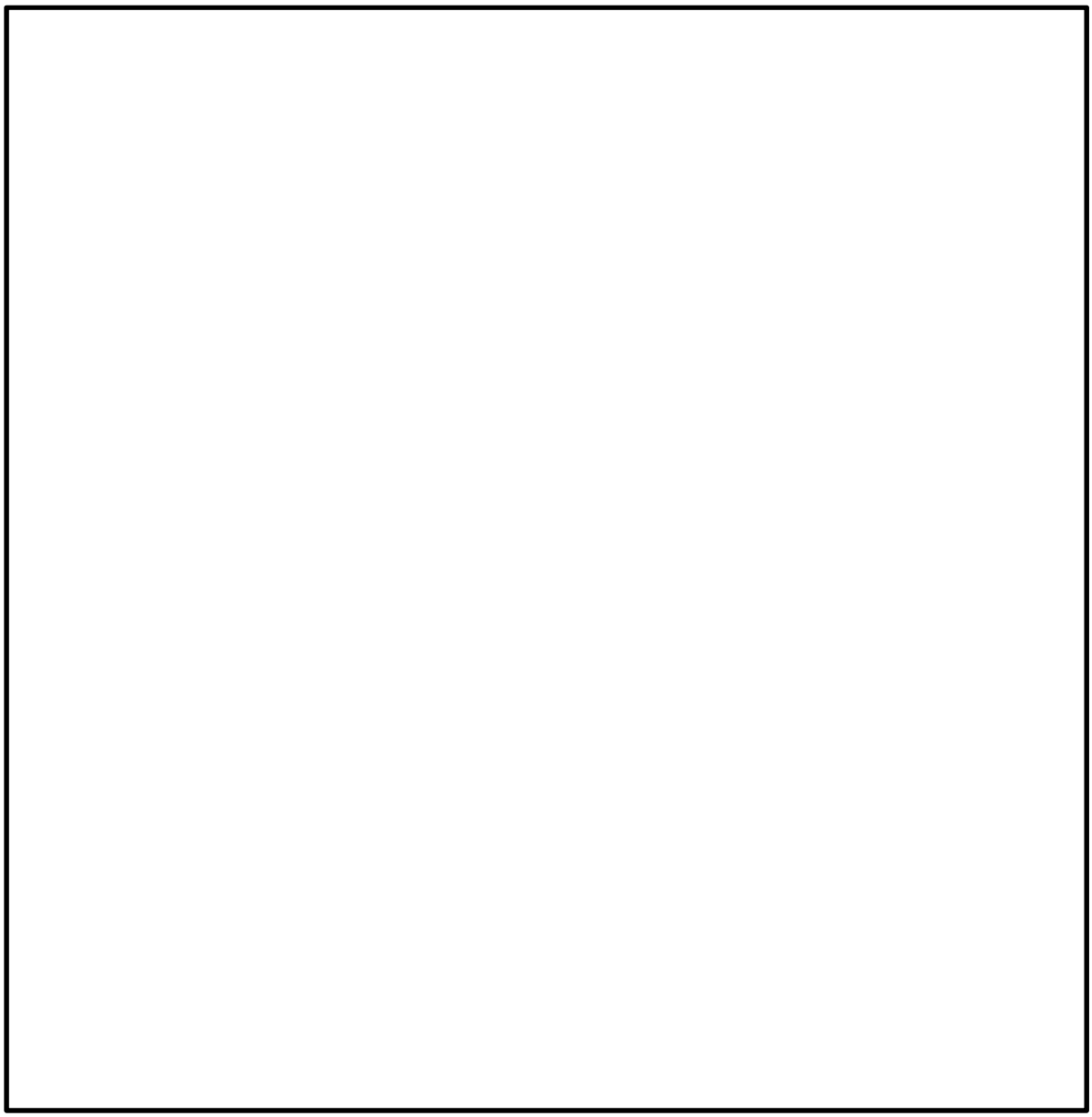
（高所東側接続口又は高所西側接続口への送水）

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）



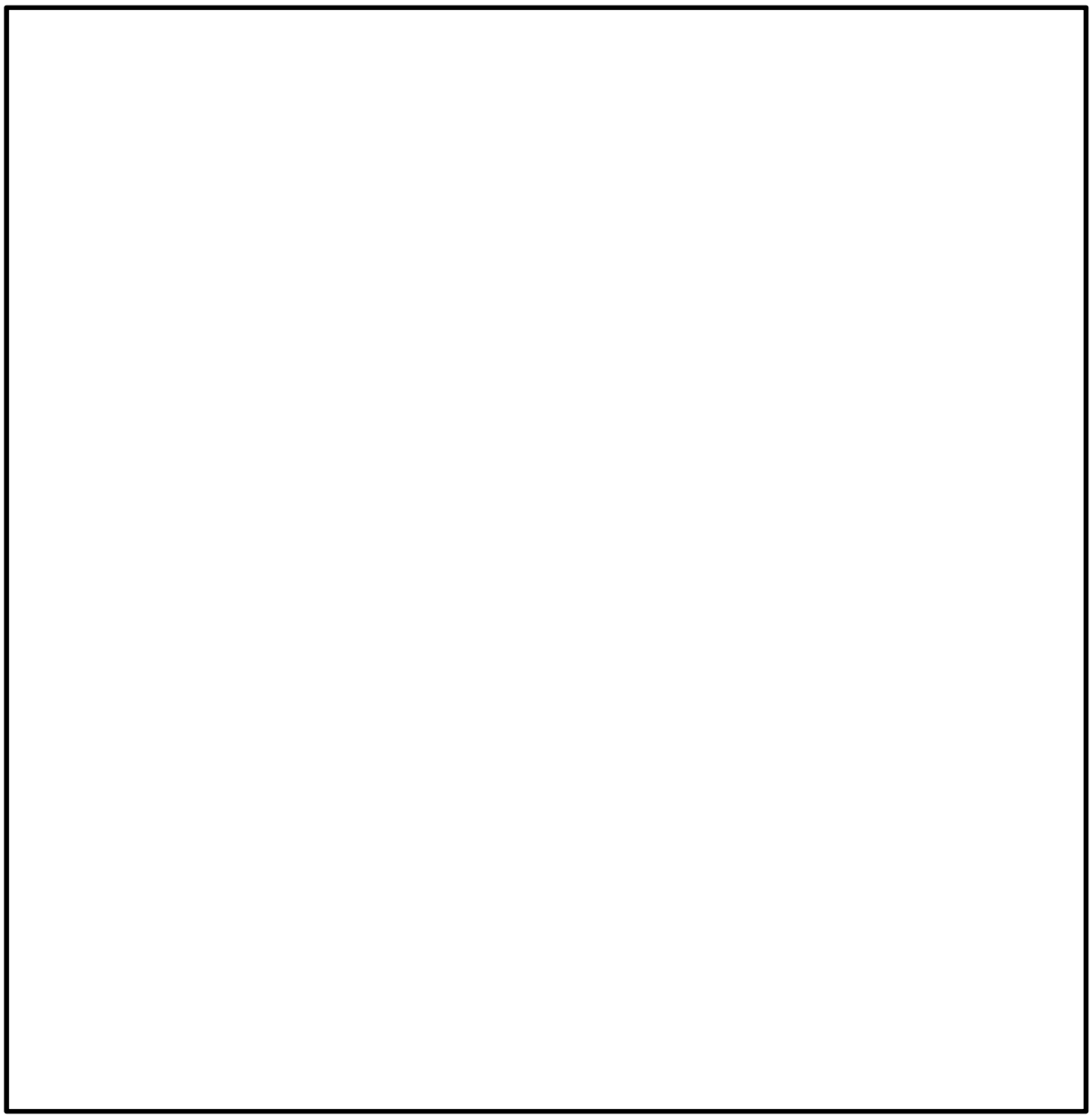
（原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水）

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）



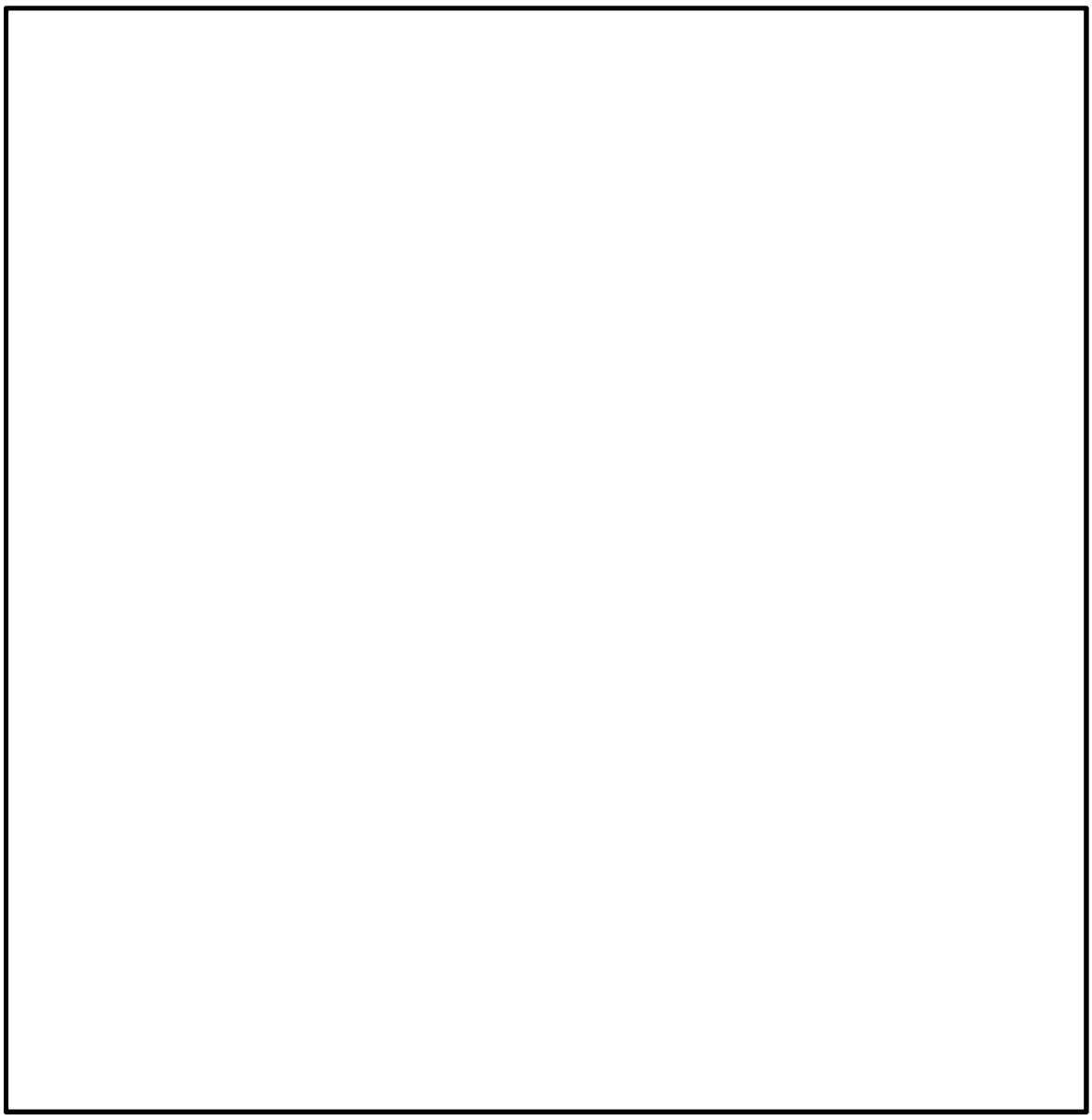
（高所東側接続口又は高所西側接続口への送水）

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）



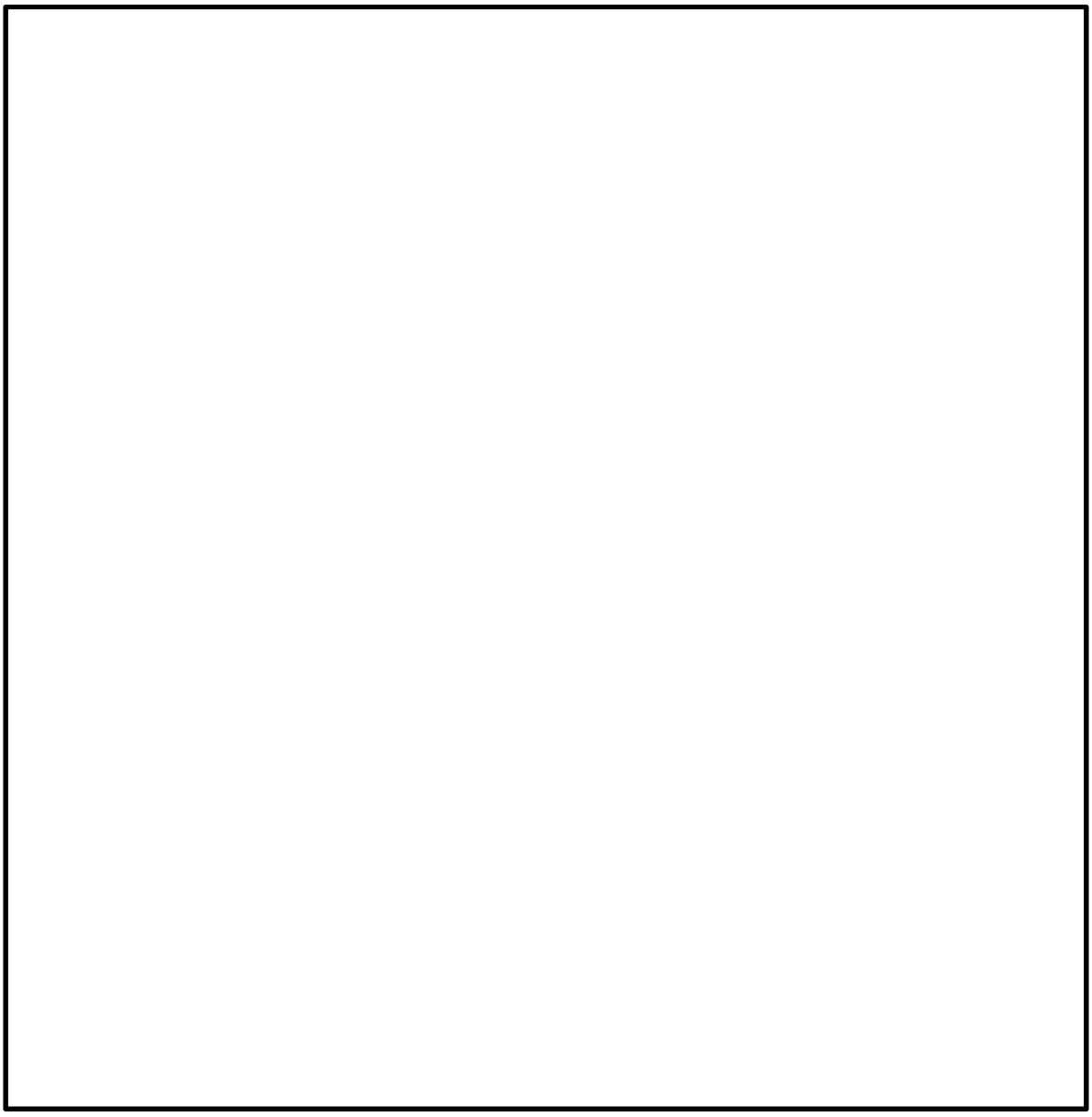
（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）

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）



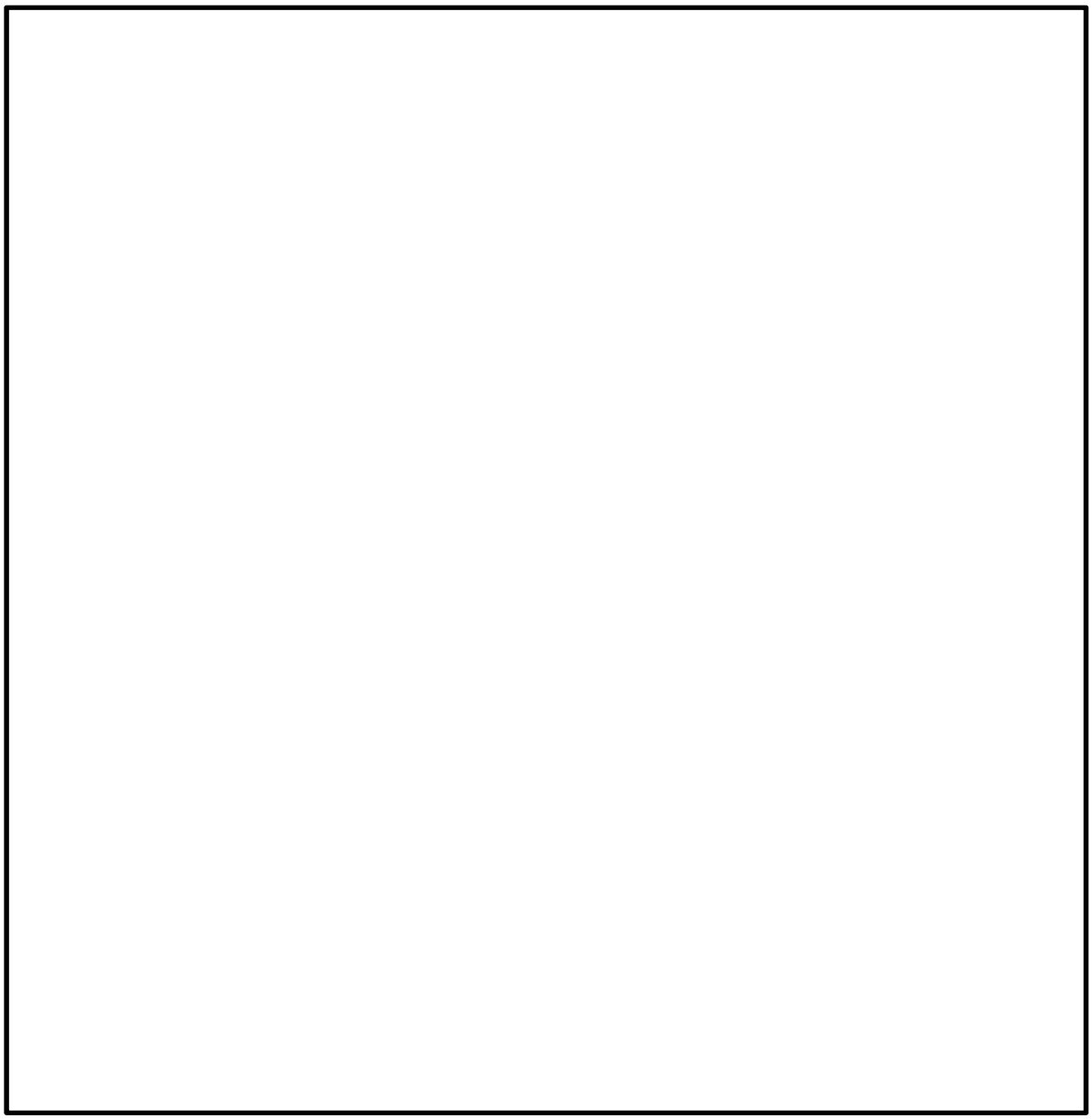
（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）

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）

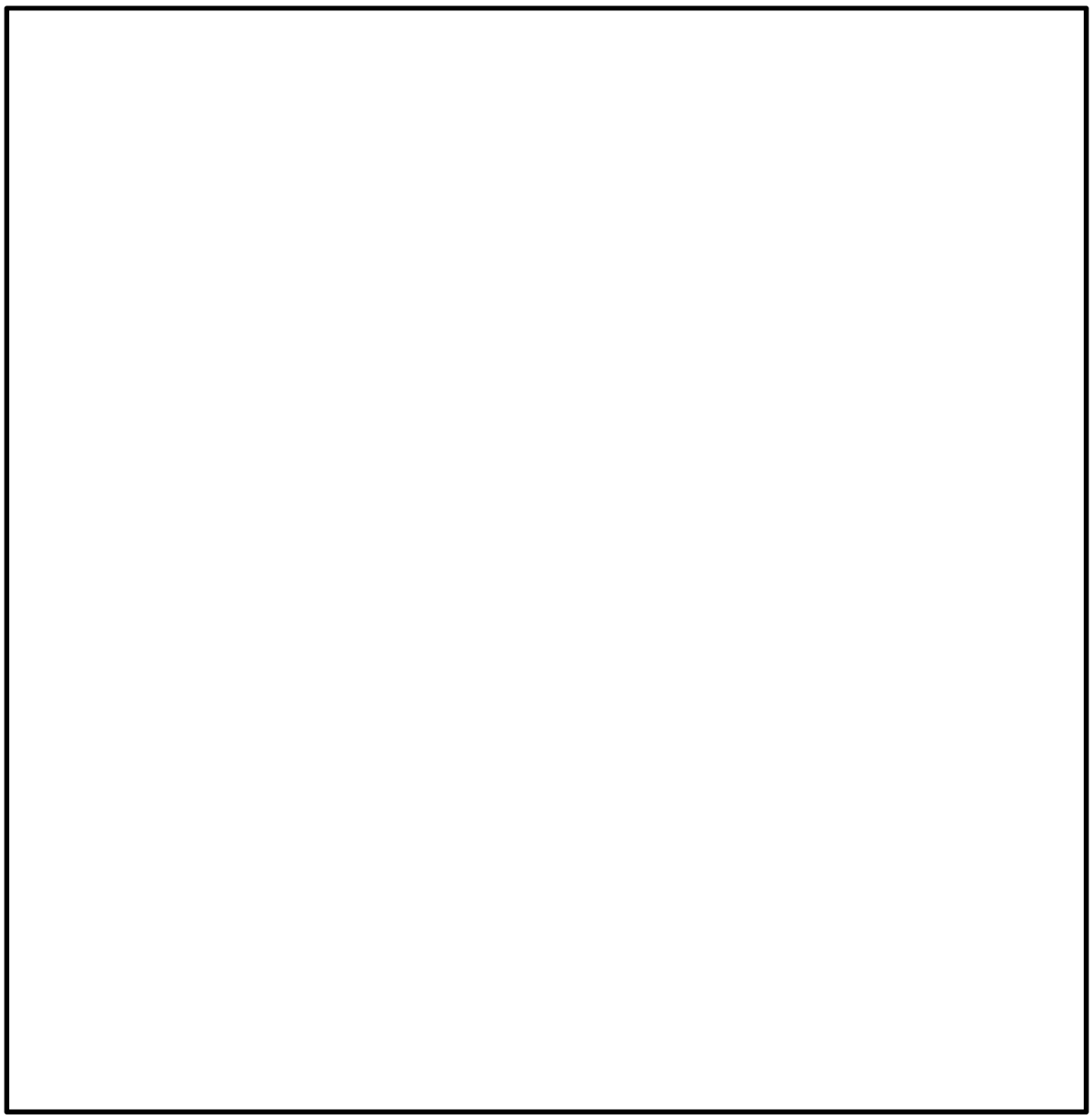


（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）

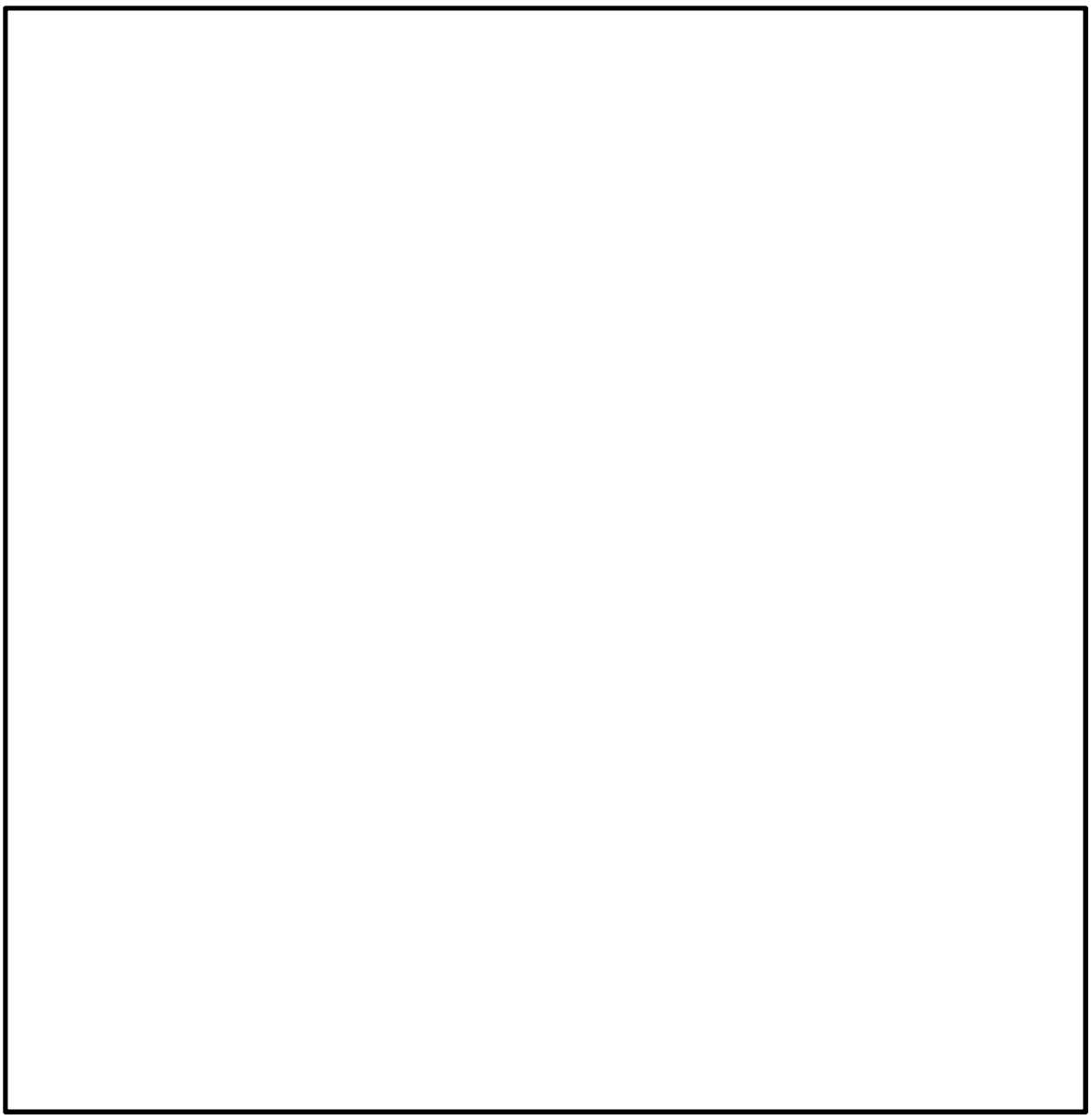
第 1.13－22 図　ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水）



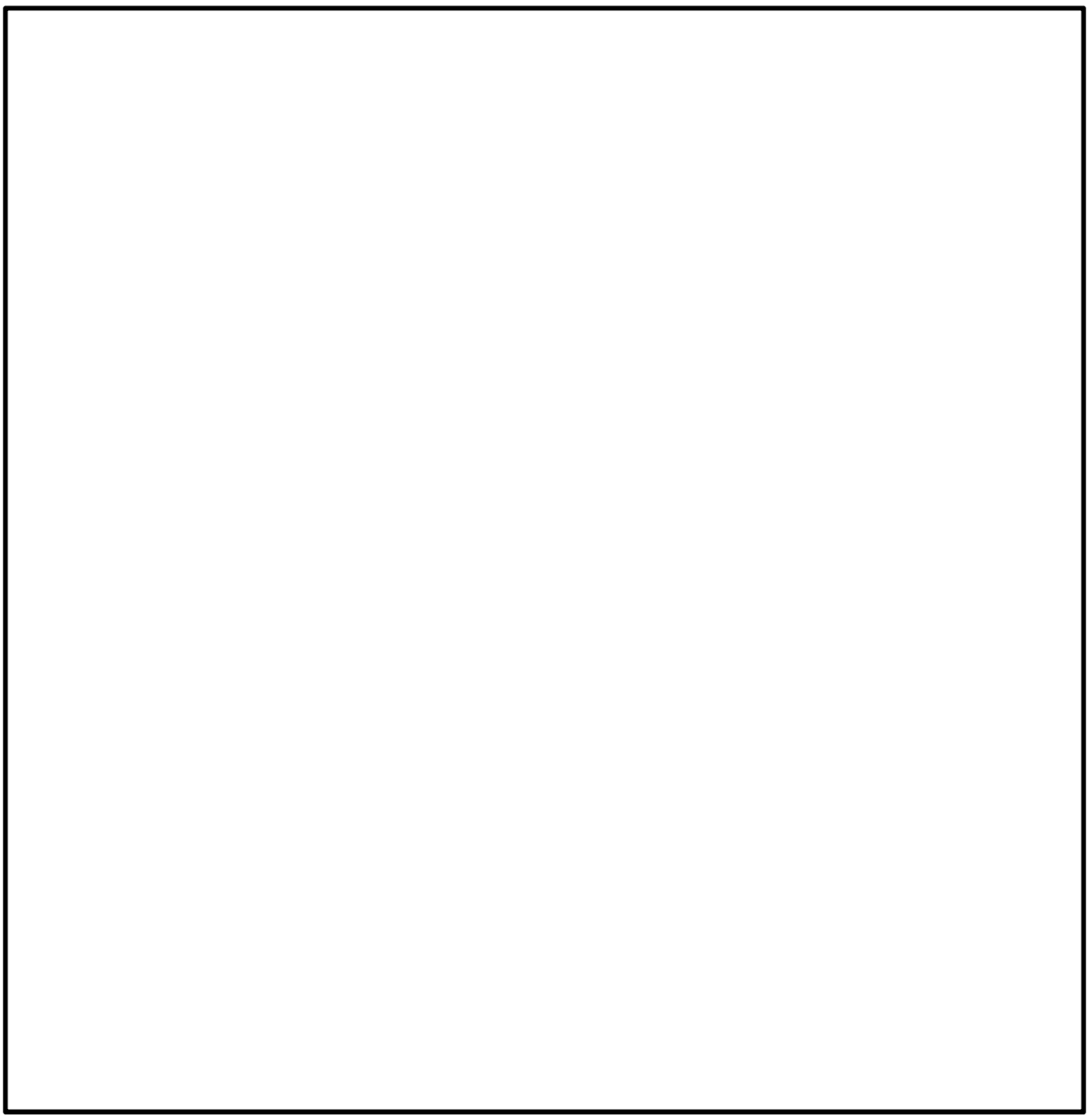
第 1.13－23 図　ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



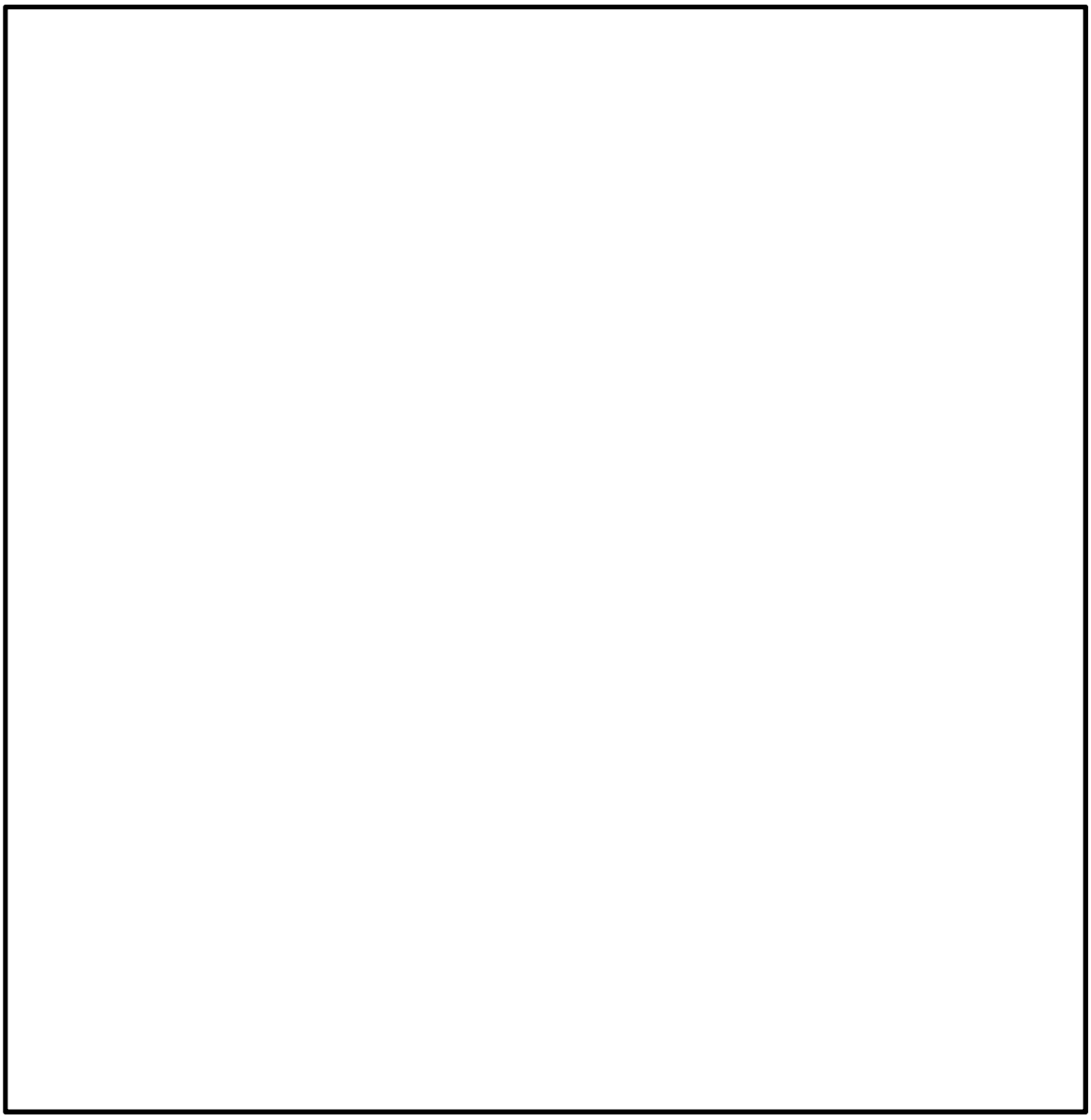
第 1.13－24 図　ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



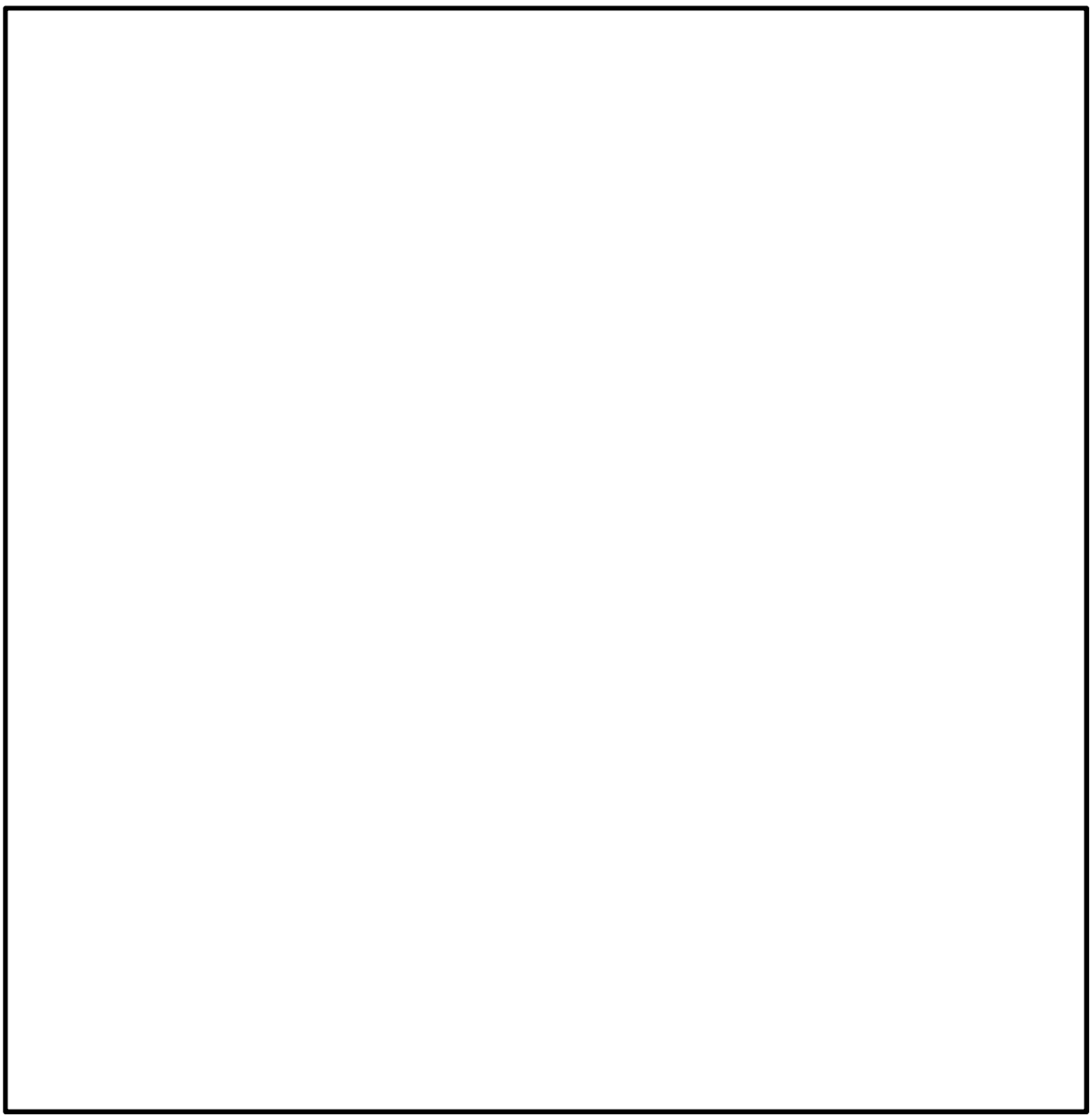
第 1.13－25 図　ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



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）



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）



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）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／9）

技術的能力審査基準（1.13）	番号	設置許可基準規則（第 56 条）	技術基準規則（第 71 条）	番号
【本文】 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。	①	【本文】 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、発電用原子炉施設には、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設備を設けなければならない。	【本文】 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、発電用原子炉施設には、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設備を施設しなければならない。	⑧
【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。	－	【解釈】 1 第 56 条に規定する「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、発電用原子炉施設には、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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第 71 条に規定する「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、発電用原子炉施設には、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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
a）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。	②	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こと。	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こと。	⑨
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。	③	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。	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。	⑩
c）海を水源として利用できること。	④	c）海を水源として利用できること。	c）海を水源として利用できること。	⑪
d）各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d）各水源からの移送ルートが確保されていること。	d）各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
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。	⑥	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。	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。	⑬
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。	⑦	f）原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。 （PWR）	f）原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。 （PWR）	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替淡水貯槽を水源とした対応（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	代替淡水貯槽を水源とした対応（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）	格納容器頂部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）
	低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				－
	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）	既設 新設				
	格納容器下部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	－	－				
サプレッション・チェンバを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	既設	① ② ⑧ ⑨	－	－	－
	高圧代替注水系（常設高圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）	既設				
	高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）	既設				
	残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）	既設				
	低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）	既設				
	代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	既設 新設				
	－	－				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
西側淡水貯水設備を水源とした対応	西側淡水貯水設備	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	西側淡水貯水設備を水源とした対応	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）
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				
	ホース・接続口	新設				－
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				
	燃料給油設備	新設				
	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）	既設 新設				
	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）	既設 新設				
	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）	既設 新設				
	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）	既設 新設				
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	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）
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	ホース・接続口	新設				－
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				
	燃料給油設備	新設				
	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）	既設 新設				
	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）	既設 新設				
	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）	既設 新設				
	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）	既設 新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
－	－	－	－	－	淡水タンクを水源とした対応	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
－	－	－	－	－	－	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
海を水源とした対応	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	－	海を水源とした対応	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）
	非常用取水設備	新設				
	ホース・接続口	新設				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）
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	燃料給油設備	新設				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）
	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）	既設 新設				
	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）	既設 新設				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）
	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）	既設 新設				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）	既設 新設				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）
	残留熱除去系海水系（残留熱除去系海水系ポンプ）	既設				－
	緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）	既設 新設				
	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	新設				
	放水砲	新設				
	ホース	新設				
	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	新設				
	泡混合器	新設				
	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）	既設				
	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）	既設				
	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）	既設				
	代替燃料プール冷却系（代替燃料プール冷却系ポンプ）	既設 新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／9）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	ほう酸水貯蔵タンク	既設	① ② ⑧ ⑨	－	－	－
	ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）	既設				
	－	－				
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	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	代替淡水貯槽へ水を補給するための対応（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
	西側淡水貯水設備	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	ホース	新設				多目的タンク
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	燃料給油設備	新設				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
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	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	－	－	－
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	非常用取水設備	新設				
	ホース	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	燃料給油設備	新設				
	－	－				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／9）

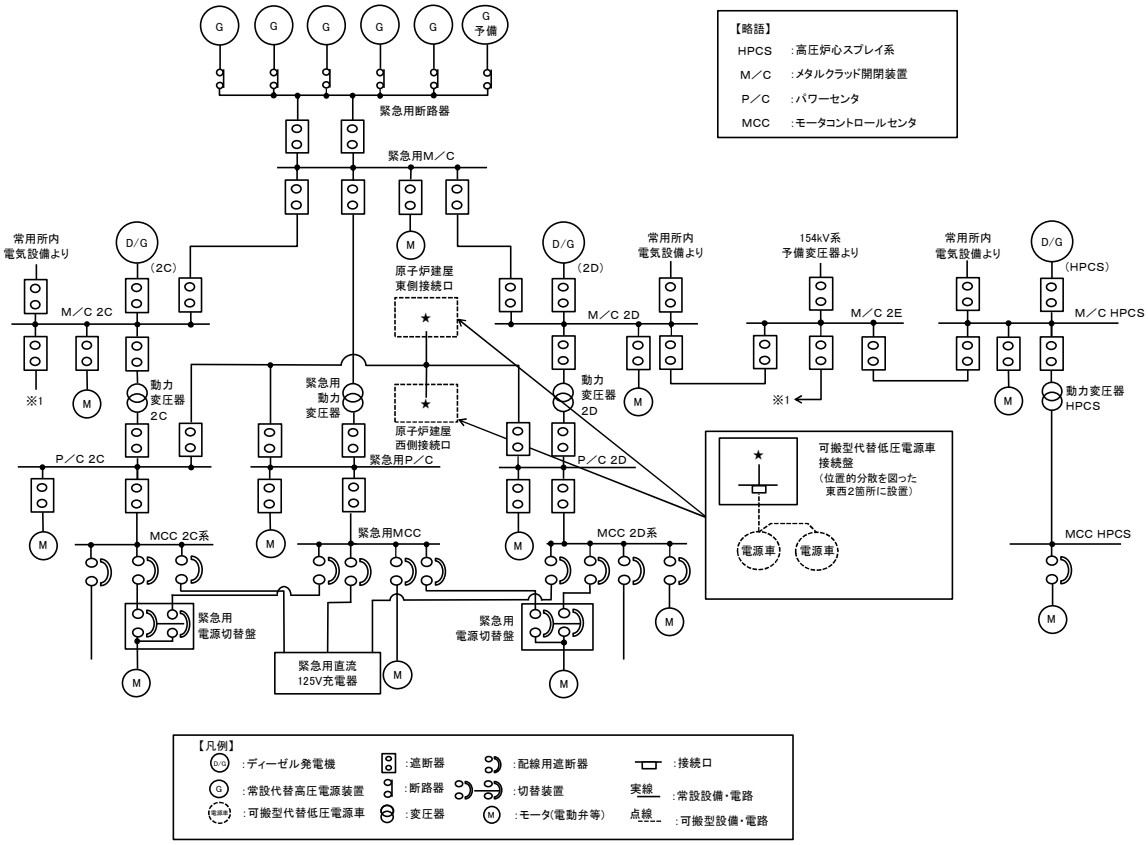
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応 （代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	－	西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応 （淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）	可搬型代替注水大型ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				多目的タンク
	ホース	新設				ろ過水貯蔵タンク
	西側淡水貯水設備	新設				原水タンク
	燃料給油設備	新設				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
						－
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応 （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	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	－	－	－
	非常用取水設備	新設				
	ホース	新設				
	西側淡水貯水設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
	－	－				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／9）

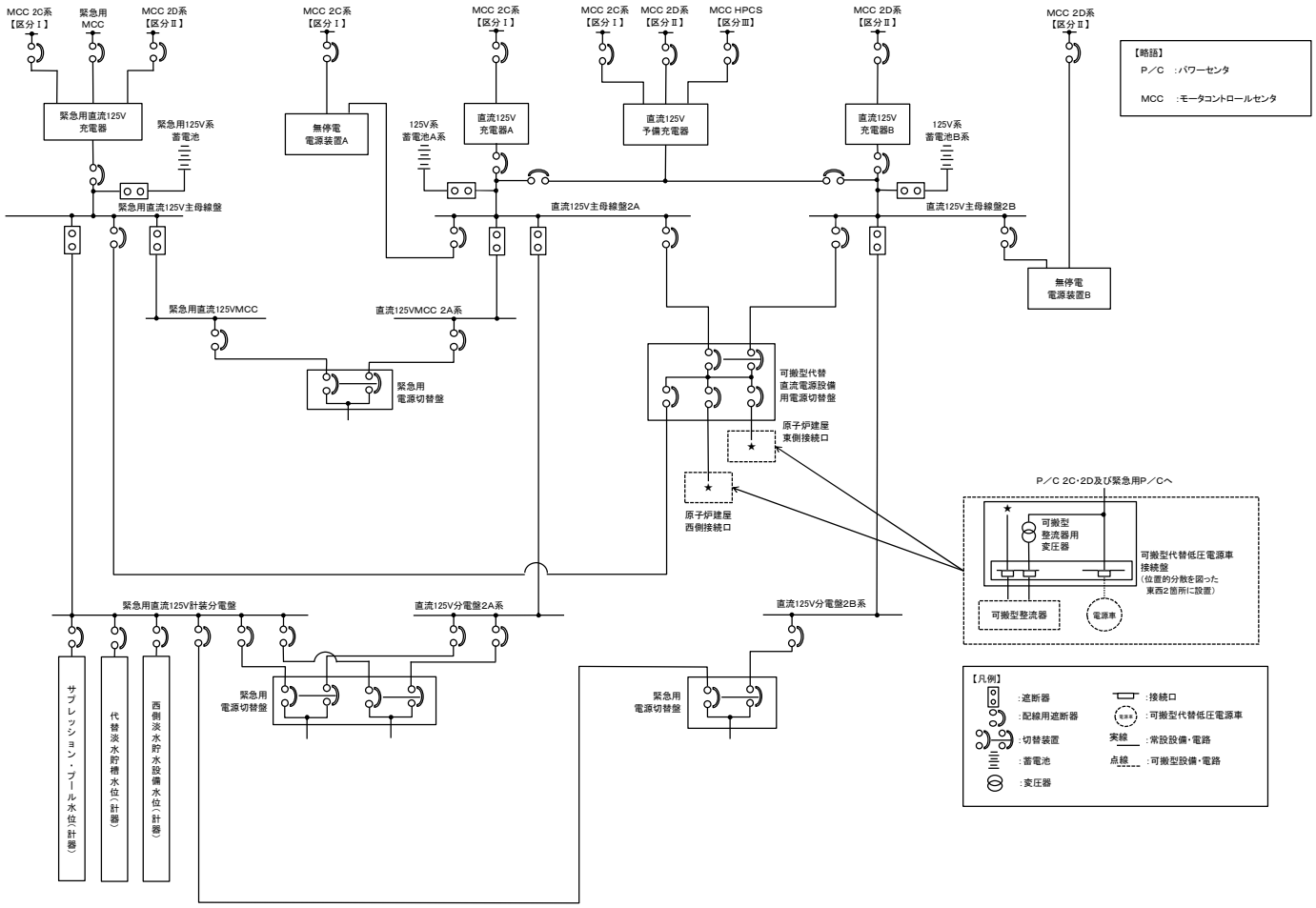
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
水源を切り替えるための対応（淡水から海水への切替え） （代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（西側淡水貯水設備から補給している場合））	西側淡水貯水設備	新設	① ⑦ ⑧	－	水源を切り替えるための対応（淡水から海水への切替え） （代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え（淡水タンクから補給している場合））	多目的タンク
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				原水タンク
	代替淡水貯槽	新設				純水貯蔵タンク
	非常用取水設備	新設				可搬型代替注水中型ポンプ
	ホース	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	燃料給油設備	新設				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
水源を切り替えるための対応（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	新設	① ⑦ ⑧	－	水源を切り替えるための対応（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
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク
	西側淡水貯水設備	新設				原水タンク
	非常用取水設備	新設				純水貯蔵タンク
	ホース	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	燃料給油設備	新設				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
						－
水源を切り替えるための対応 （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	新設	① ⑦ ⑧	－	－	－
	サプレッション・チェンバ	既設				
	低圧代替注水系（常設） （常設低圧代替注水系ポンプ）	既設 新設				
	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）	既設 新設				
	代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	既設 新設				
	－	－				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9／9）

技術的能力審査基準（1.13）	適合方針
【本文】 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。	設計基準事故の収束に必要な水源であるサプレッション・チェンバとは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備及びほう酸水貯蔵タンクに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サプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，海水及びほう酸水貯蔵タンクによる十分な量の水を供給するために必要な手順等を整備する。
【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。	想定される重大事故等の収束までの間，重大事故等の収束に必要な水源であるサプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，海水及びほう酸水貯蔵タンクによる十分な量の水を供給できる手順等を整備する。
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。	複数の代替淡水源として，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備及び淡水タンクを確保する。
ｃ）海を水源として利用できること。	海水取水箇所（ＳＡ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を用いて海水を取水することにより，海を水源として利用する。
ｄ）各水源からの移送ルートが確保されていること。	構内のアクセスルートの状況を考慮してホースを敷設することで，代替水源である代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，淡水タンク及び海（海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット））からの移送ルートを確保する。
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。	代替水源である代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，淡水タンク及び海（海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット））からの水の移送に使用するホース，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は，南側保管場所及び西側保管場所にホース接続に必要な使用工具とともに準備する。
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。	水の供給が中断することがないように，淡水から海水へ水源を切り替える手順等及び外部水源（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る手順等を整備する。



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第２図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3※1	－	1基
多目的タンク	常設	Cクラス	約 1,500m^3※1	－	1基
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	約 2,000m^3 （1基当たり）※1	－	2基
原水タンク	常設	Cクラス	約 1,000m^3※1	－	1基
純水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 500m^3※1	－	1基

※1：公称値を示す。

重大事故対策の成立性

1．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)　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

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，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が必要な状況において，水源の確保（西側淡水貯水設備への可搬型代替注水中型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保した上で，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送水する。

ｂ．作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

(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高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水

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への注水／スプレイ）として，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「高所東側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

「高所西側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：「高所東側接続口を使用した場合」150分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「高所西側接続口を使用した場合」140分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(b)　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建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水

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への注水／スプレイ）として，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した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」320分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」205 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(c)　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送水

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送水（フィルタ装置スクラビング水補給）として，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送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：8 名（重大事故等対応要員 8 名）

所要時間目安※1　：175 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

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

操作性　：可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は，汎用の結

合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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

2．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)　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

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，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が必要な状況において，水源の確保（代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保した上で，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送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

(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した送水

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（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）として，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した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8名
（重大事故等対応要員8名）
「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8名

（重大事故等対応要員 8 名）

所要時間目安※1 ：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」535 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」170 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(b) 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高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水

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（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）として，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 ：「高所東側接続口を使用した場合」8 名（重大事故等対応要員 8 名）

「高所西側接続口を使用した場合」8 名（重大事故等対応要員 8 名）

所要時間目安※1 ：「高所東側接続口を使用した場合」215 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「高所西側接続口を使用した場合」175 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(c) 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送水

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（フィルタ装置スクラビング水補給）として，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送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1　：180分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

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

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

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

3．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

(1)　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

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，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る送水が必要な状況において，水源の確保（淡水タンク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設置）及び接続口（ホース接続箇所）を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保した上で，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送水する。

ｂ．作業場所

屋外（格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（淡水タンク）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

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補給）として，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送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1　：165分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

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

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

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

4．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)　海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において，水源の確保（海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット）への可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保した上で，海を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（ＳＡ用海水ピット）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

(a)　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建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水

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への注水／スプレイ）として，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した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8名
（重大事故等対応要員8名）
「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8名
（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1 ：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」370分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」310分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(b) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水

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への注水／スプレイ）として，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 ：「高所東側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

「高所西側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※1 ：「高所東側接続口を使用した場合」220分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「高所西側接続口を使用した場合」225分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

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

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

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

5．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

(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による代替淡水貯槽への補給

ａ．操作概要

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代替淡水貯槽への補給が必要な状況において，水源を選定し，補給ルートを決定する。

現場では，指示された補給ルートを確保した上で，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補給する。

ｂ．作業場所

屋外（代替淡水貯槽周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，淡水タンク，ＳＡ用海水ピット）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

西側淡水貯水設備，淡水タンク及び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として，水源ごとの補給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「西側淡水貯水設備を水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

「淡水タンクを水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

「海を水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

所要時間目安※1　：「西側淡水貯水設備を水源とした場合」160分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含

む）

「淡水タンクを水源とした場合」165 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「海を水源とした場合」160 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

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

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

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

6．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

(1)　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

ａ．操作概要

災害対策本部長代理は，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必要な状況において，水源を選定し，補給ルートを決定する。

現場では，指示された補給ルートを確保した上で，可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

ｂ．作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置置場周辺，取水箇所（代替淡水貯槽，淡水タンク，ＳＡ用海水ピット）周辺）

ｃ．必要要員数及び所要時間

代替淡水貯槽，淡水タンク及び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として，水源ごとの補給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：「代替淡水貯槽を水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

「淡水タンクを水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

「海を水源とした場合」9名（重大事故等対応要員8名，運転員等1名）

所要時間目安※1　：「代替淡水貯槽を水源とした場合」165分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「淡水タンクを水源とした場合」150分以内（放

射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「海を水源とした場合」220 分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

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

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

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

可搬型代替注水大型ポンプ

車両の作業用照明

ホース接続訓練

東海港での送水訓練
（ホース敷設）

東海港での送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

車両操作訓練（ポンプ起動）

可搬型代替注水中型ポンプ

ホース敷設訓練

夜間での送水訓練（ポンプ設置）

夜間での送水訓練（放水）

放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）

放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

7. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため，作業員の実効線量評価を行う。

a．想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくな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）」で想定される事故シーケンスグループ等のうち，代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

b．作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し，事象進展の状況や屋外の放射線量等から，作業員の被ばく低減と，屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で，総合的に判断する。実効線量評価においては，保守的な評価とする観点から，屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施3時間後とする。

c．被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第1表に示す。

d．その他（温度及び湿度）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから，温度，湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第 1 表　評価対象とする被ばく経路（格納容器ベント実施後の屋外作業）

評価経路	評価内容
原子炉格納容器から 原子炉建屋に漏えいする 放射性物質	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
大気中へ放出される 放射性物質	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
	地表に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）
格納容器圧力逃がし装置 格納槽内の放射性物質※1	格納容器圧力逃がし装置の格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

※1：西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

ｅ．主な評価条件及び評価結果

主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第 2 表，可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第 3 表に示す。水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約 61mSv，燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約 26mSv となり，作業可能である。

第2表　主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

<table>
<tr><td colspan="2" rowspan="3">屋外作業</td><td colspan="4">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準備・補給作業</td><td colspan="2">燃料の給油準備・給油作業</td></tr>
<tr><td colspan="2">補給準備作業</td><td colspan="2">補給作業</td><td rowspan="2">給油準備作業</td><td rowspan="2">給油作業</td></tr>
<tr><td>ポンプ設置等作業</td><td>ホース敷設等作業</td><td>補給準備作業</td><td>補給監視作業</td></tr>
<tr><td colspan="2">線量評価点</td><td>西側淡水貯水設備
付近</td><td>代替淡水貯槽
付近</td><td colspan="2">西側淡水貯水設備
付近</td><td colspan="2">西側淡水貯水設備
付近</td></tr>
<tr><td colspan="2">作業時間帯</td><td colspan="4">格納容器ベント実施3時間後以降</td><td colspan="2">格納容器ベント実施3時間後以降</td></tr>
<tr><td colspan="2">作業時間（移動時間含む）</td><td>75分
（約1.3時間）</td><td>65分
（約1.1時間）</td><td>20分
（約0.4時間）</td><td>360分
（6.0時間）※1</td><td>90分
（1.5時間）</td><td>175分（25分×7回）
（約2.9時間）</td></tr>
<tr><td colspan="2">線量率
（格納容器ベント実施3時間後）</td><td>約6.0mSv／h</td><td>約15mSv／h</td><td colspan="2">約6.0mSv／h</td><td colspan="2">約6.0mSv／h</td></tr>
<tr><td colspan="2">実効線量（マスク考慮）</td><td colspan="4">約61mSv</td><td colspan="2">約26mSv</td></tr>
<tr><td rowspan="3">主な評価条件</td><td>原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質</td><td colspan="6">・原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは，建屋の形状等を考慮し，直接ガンマ線については，ＱＡＤ-ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い，スカイシャインガンマ線については，ＡＮＩＳＮコード及びＧ３３-ＧＰ２Ｒコードを用いて作業員の実効線量を評価</td></tr>
<tr><td>大気中へ放出される放射性物質</td><td colspan="6">・大気中へ放出された放射性物質による被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果を考慮して作業員の実効線量を評価</td></tr>
<tr><td>格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質</td><td colspan="6">・格納容器圧力逃がし装置格納槽内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくは，フィルタ装置の位置，形状等を考慮して作業員の実効線量を評価
評価に当たっては，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いた。</td></tr>
</table>

※1：代替淡水貯槽への補給時間は約21時間であるが，対応要員は2時間ごとに交代する（評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる360分とする）。

第３表　可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャート

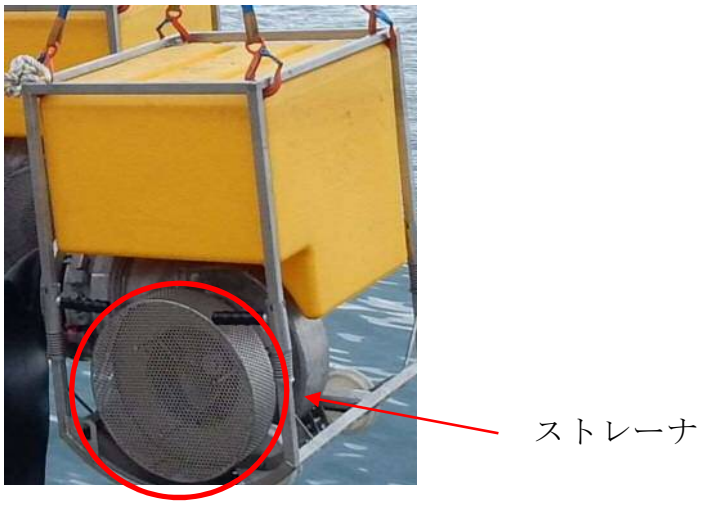
作業内容	対応要員数	1時間	2時間	3時間
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給準備作業	8名	出動準備 ホース積込み，移動，ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放，ポンプ設置 ポンプ等設置作業　75分 （西側淡水貯水設備周辺作業）	ホース敷設 移動 代替淡水貯槽蓋開放 ホース敷設等作業　65分 （代替淡水貯槽周辺作業）	ホース接続 補給準備 補給開始 補給準備作業　20分 （西側淡水貯水設備周辺作業）
燃料の給油準備作業	2名		燃料の給油準備作業　90分（西側淡水貯水設備周辺）	

作業内容	対応要員数	10時間	20時間	25時間
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監視作業	2名	120分	120分	
	2名	120分	120分	120分
	2名	120分	120分	60 分
	2名	120分	120 分	
	計8名	補給監視作業　1260分（最大1名：360分）		
燃料の給油作業	2名	燃料の給油作業　【水の補給監視作業時間のうち 175 分（25 分／回×7 回）】		

8．取水源からの取水時の異物管理について

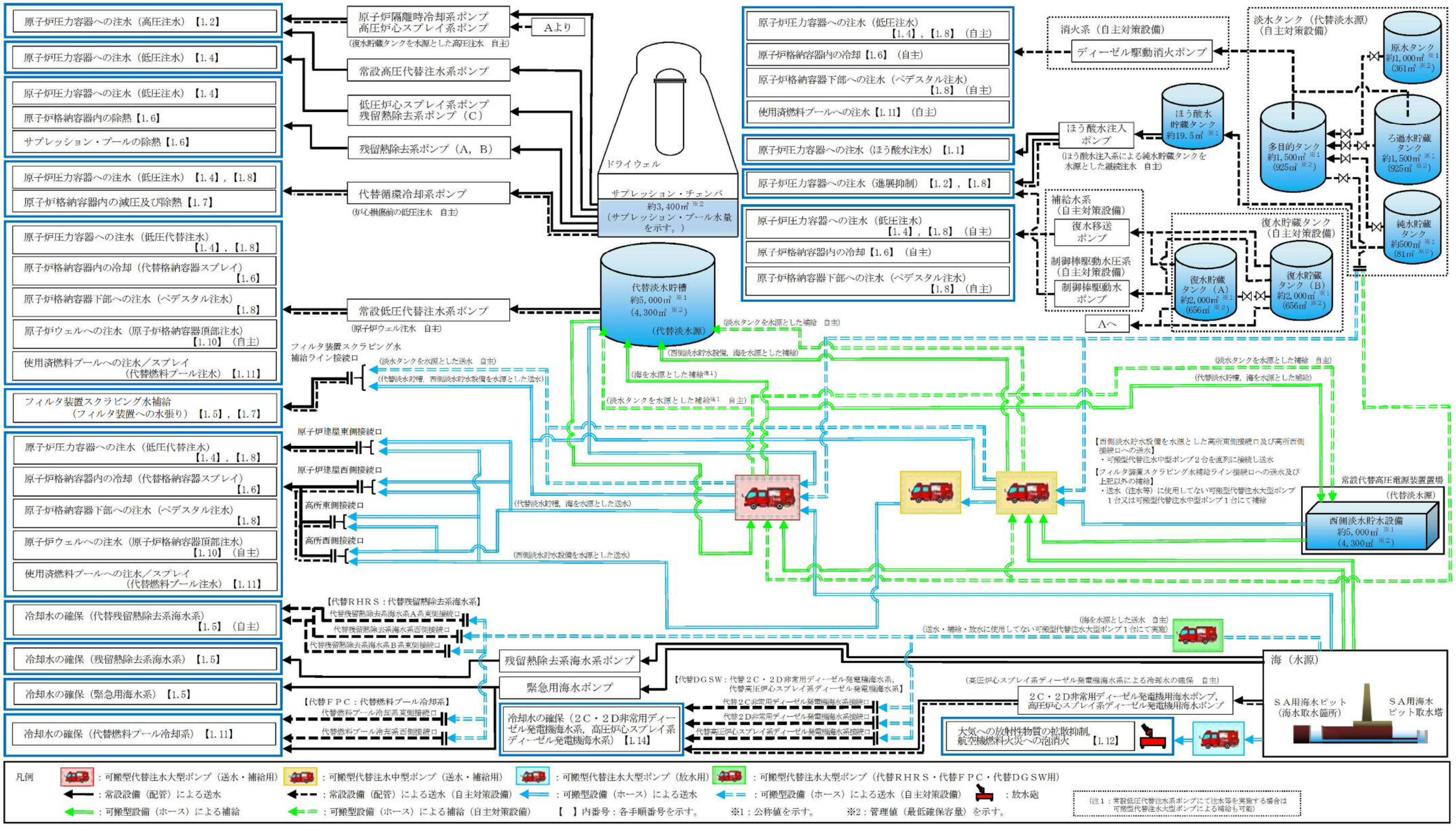
重大事故等時には，常設設備の水源より原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施するが，常設設備の水源は水量が有限であるため，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，淡水タンク及び海（海水取水箇所（ＳＡ用海水ピット））を水源とした接続口への直接送水又は注水等で使用している水源への補給を実施する。

常設設備へ送水する際は，津波等の自然災害の影響により，取水箇所にがれき等の漂流物が浮遊又は水底に堆積していることが懸念されるが，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については，吸込み部を水面より低く着底しない位置に固定して設置するため，漂流物の影響を受けにくい。また，水中ポンプユニットの吸込み部にはストレーナを設置しているため，異物の吸込み防止を図ることが可能である。



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
付属の水中ポンプユニット

水源から必要な箇所への給水経路



解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順				判断基準記載内容	解釈
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	原子炉水位低（レベル３）以上	原子炉水位（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル３）以上
			(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	原子炉水位低（レベル３）以上	原子炉水位（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル３）以上
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	－	サプレッション・プール水位が，－50cm以下	サプレッション・プール水位指示値が－50cm以下
		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	－	サプレッション・プール水位が，－50cm以下	サプレッション・プール水位指示値が－50cm以下

操作手順の解釈一覧

手順				操作手順記載内容	解釈
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	原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇	原子炉隔離時冷却系系統流量が約142m³／hまで上昇
			(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系統流量指示値の上昇	高圧炉心スプレイ系系統流量が約1,440m³／hまで上昇
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	代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達	代替淡水貯槽の有効水量が4,300m³になる水位に到達
			(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		
			(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		
	(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	西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達	西側淡水貯水設備の有効水量が4,300m³になる水位に到達
			(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		
			(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		

弁番号及び弁名称一覧

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁	RCIC CST水供給弁(TSW)	E51-F010(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階RHR(A)Hx室（管理区域）
原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁	S/P水供給弁	E51-F031(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階RCICポンプ室（管理区域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁	RCICポンプ出口弁	E51-F012(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階RCICポンプ室（管理区域）
原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	RCIC蒸気供給弁	E51-F045(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階RCICポンプ室（管理区域）
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	RCIC注入弁	E51-F013(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟4階東側（管理区域）
高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）	HPCSポンプ入口弁(CST)（TSW）	E22-F001(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）
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）	HPCSポンプ入口弁(S/P)（TSW）	E22-F015(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟地下2階HPCSポンプ室（管理区域）
高圧炉心スプレイ系注入弁	HPCS注入弁	E22-F004(MO)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階（管理区域）
原子炉建屋東側接続口の弁	（原子炉建屋東側接続口の弁）※1	－	屋外
原子炉建屋西側接続口の弁	（原子炉建屋西側接続口の弁）※1	－	屋外
高所東側接続口の弁	（高所東側接続口の弁）※1	－	屋外
高所西側接続口の弁	（高所西側接続口の弁）※1	－	屋外
フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口の弁	（フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口の弁）※1	－	屋外
予備ノズル弁	多目的タンク予備ノズル弁	TV2-428	屋外

※1：今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。

手順のリンク先について

重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

リンク先一覧（1／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順			
1.13.2.1(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）			
1.13.2.1(1)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			
1.13.2.1(1)ａ．(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	【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
		【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
		【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
1.13.2.1(1)ｂ． 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却			
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	【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
		【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
1.13.2.1(1)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			
1.13.2.1(1)ｃ．(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	【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
1.13.2.1(1)ｄ． 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水			
1.13.2.1(1)ｄ．(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	【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

リンク先一覧（2／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(1)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			
1.13.2.1(1)ｅ．(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	【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
1.13.2.1(1)ｅ．(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	【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
1.13.2.1(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順			
1.13.2.1(2)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			
1.13.2.1(2)ａ．(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）	【1.2.2.1(1)ａ．】	中央制御室からの高圧代替注水系起動
1.13.2.1(2)ａ．(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）	【1.2.2.1(1)ｂ．】	現場手動操作による高圧代替注水系起動
1.13.2.1(2)ａ．(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）	【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
1.13.2.1(2)ａ．(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）	【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
1.13.2.1(2)ａ．(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	【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
1.13.2.1(2)ａ．(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）	【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
1.13.2.1(2)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			
1.13.2.1(2)ｂ．(a)	残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水	【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
		【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
1.13.2.1(2)ｂ．(b)	低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	【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
		【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

リンク先一覧（3／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(2)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			
1.13.2.1(2)ｃ．(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	【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
		【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
		【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
1.13.2.1(2)ｃ．(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	【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
		【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
		【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
1.13.2.1(2)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			
1.13.2.1(2)ｄ．(a)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	【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
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	【1.4.2.1(3)ａ．(b)】	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(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	【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
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）	【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
1.13.2.1(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			
1.13.2.1(3)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			
1.13.2.1(3)ａ．(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	【1.4.2.1(1)ａ．(d)】	消火系による原子炉圧力容器への注水
		【1.4.2.1(3)ａ．(c)】	消火系による残存溶融炉心の冷却
		【1.8.2.2(1)ｄ．】	消火系による原子炉圧力容器への注水

リンク先一覧（4／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(3)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			
1.13.2.1(3)ｂ．(a)	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	【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
		【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
1.13.2.1(3)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			
1.13.2.1(3)ｃ．(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	【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
1.13.2.1(3)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			
1.13.2.1(3)ｄ．(a)	消火系による使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)ｄ．】	消火系による使用済燃料プールへの注水
1.13.2.1(4)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(4)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			
1.13.2.1(4)ａ．(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	本資料に記載	
1.13.2.1(4)ａ．(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	本資料に記載	
1.13.2.1(4)ａ．(c)	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	【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
1.13.2.1(4)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			
1.13.2.1(4)ｂ．(a)	補給水系による原子炉圧力容器への注水	【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
		【1.4.2.1(3)ａ．(d)】	補給水系による残存溶融炉心の冷却
		【1.8.2.2(1)ｅ．】	補給水系による原子炉圧力容器への注水

リンク先一覧（5／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(4)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			
1.13.2.1(4)ｃ．(a)	補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ	【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
		【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
1.13.2.1(4)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			
1.13.2.1(4)ｄ．(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	【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
1.13.2.1(5) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順			
1.13.2.1(5)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）		本資料に記載	
1.13.2.1(5)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			
1.13.2.1(5)ｂ．(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	【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）
		【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）
1.13.2.1(5)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			
1.13.2.1(5)ｃ．(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	【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）
		【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）
1.13.2.1(5)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			
1.13.2.1(5)ｄ．(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	【1.5.2.1(1)ａ．(b)】，【1.5.2.1(2)ａ．(b)】	フィルタ装置スクラビング水補給
		【1.7.2.1(1)ｂ．(c)】，【1.7.2.1(2)ａ．(c)】	フィルタ装置スクラビング水補給

リンク先一覧（6／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(5)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			
1.13.2.1(5)ｅ．(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	【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）
1.13.2.1(5)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			
1.13.2.1(5)ｆ．(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	【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）
1.13.2.1(5)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			
1.13.2.1(5)ｇ．(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	【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）
1.13.2.1(5)ｇ．(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	【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）
1.13.2.1(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）			
1.13.2.1(6)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）		本資料に記載	
1.13.2.1(6)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			
1.13.2.1(6)ｂ．(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	【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）
		【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）
1.13.2.1(6)ｃ．　代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却			
1.13.2.1(6)ｃ．(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	【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）
		【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）

リンク先一覧（7／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(6)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			
1.13.2.1(6)ｄ．(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	【1.5.2.1(1)ａ．(b)】，【1.5.2.1(2)ａ．(b)】	フィルタ装置スクラビング水補給
		【1.7.2.1(1)ｂ．(c)】，【1.7.2.1(2)ａ．(c)】	フィルタ装置スクラビング水補給
1.13.2.1(6)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			
1.13.2.1(6)ｅ．(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	【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）
1.13.2.1(6)ｆ．　代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水			
1.13.2.1(6)ｆ．(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	【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）
1.13.2.1(6)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			
1.13.2.1(6)ｇ．(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	【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）
1.13.2.1(6)ｇ．(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	【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）
1.13.2.1(6)ｇ．(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	【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）
1.13.2.1(6)ｇ．(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	【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スプレイ（淡水／海水）

リンク先一覧（8／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(7) 淡水タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(7)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		本資料に記載	
1.13.2.1(7)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			
1.13.2.1(7)ｂ．(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	【1.5.2.1(1)ａ．(b)】，【1.5.2.1(2)ａ．(b)】	フィルタ装置スクラビング水補給
		【1.7.2.1(1)ｂ．(c)】，【1.7.2.1(2)ａ．(c)】	フィルタ装置スクラビング水補給
1.13.2.1(8) 海を水源とした対応手順			
1.13.2.1(8)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		本資料に記載	
1.13.2.1(8)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			
1.13.2.1(8)ｂ．(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	【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）
		【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）
1.13.2.1(8)ｃ．　海を水源とした原子炉格納容器内の冷却			
1.13.2.1(8)ｃ．(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	【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）
		【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）
1.13.2.1(8)ｄ．　海を水源とした原子炉格納容器下部への注水			
1.13.2.1(8)ｄ．(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	【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）

リンク先一覧（9／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8)ｅ．　海を水源とした原子炉ウェルへの注水			
1.13.2.1(8)ｅ．(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	【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）
1.13.2.1(8)ｆ．　海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1.13.2.1(8)ｆ．(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	【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）
1.13.2.1(8)ｆ．(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	【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）
1.13.2.1(8)ｆ．(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	【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）
1.13.2.1(8)ｆ．(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	【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スプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(8)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			
1.13.2.1(8)ｇ．(a)	残留熱除去系海水系による冷却水の確保	【1.5.2.3(1)】	残留熱除去系海水系による冷却水確保
1.13.2.1(8)ｈ．　海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送			
1.13.2.1(8)ｈ．(a)	海を水源とした緊急用海水系による冷却水の確保	【1.5.2.2(1)ａ．】	緊急用海水系による冷却水確保
1.13.2.1(8)ｈ．(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	【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
1.13.2.1(8)ｉ．　海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制			
1.13.2.1(8)ｉ．(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	【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

リンク先一覧（10／11）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8) ｊ．　海を水源とした航空機燃料火災への泡消火			
1.13.2.1(8) ｊ．(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	【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
1.13.2.1(8) 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			
1.13.2.1(8) ｋ．(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	【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
1.13.2.1(8) ｋ．(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	【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
1.13.2.1(8) 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			
1.13.2.1(8) ｌ．(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	【1.14.2.5(1)】	代替海水送水による電源給電機能の復旧
1.13.2.1(8)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			
1.13.2.1(8)ｍ．(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	【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
		【1.11.2.4(1) ａ．(b)】	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
		【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
1.13.2.1(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(9) 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			
1.13.2.1(9) ａ．(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」	【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」
1.13.2.1(9) ａ．(b)	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	【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
1.13.2.1(9) ａ．(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	【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
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順			
1.13.2.2(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順			

リンク先一覧（11／11）

手順等		リンク先
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）		
1.13.2.2(1)ａ．(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	本資料に記載
1.13.2.2(1)ａ．(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	本資料に記載
1.13.2.2(1)ａ．(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	本資料に記載
1.13.2.2(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順		
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）		
1.13.2.2(2)ａ．(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	本資料に記載
1.13.2.2(2)ａ．(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	本資料に記載
1.13.2.2(2)ａ．(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	本資料に記載
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順		
1.13.2.3(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		
1.13.2.3(1)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	本資料に記載
1.13.2.3(1)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	本資料に記載
1.13.2.3(2) 淡水から海水への切替え		
1.13.2.3(2)ａ．	代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(2)ｂ．	西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(3) 外部水源から内部水源への切替え		
1.13.2.3(3)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	本資料に記載