

東海第二発電所

本来の用途以外の用途として使用する

重大事故等に対処するための

設備に係る切替えの容易性について

目 次

1. 切替えの容易性について	1.0.1-1
表 1 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備	1.0.1-2
表 2 本来の用途以外で使用する自主対策設備	1.0.1-3
表 3 対応手順の抽出	1.0.1-5
別紙 1 重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途 として使用する設備・系統の対応手順	1.0.1-16

1. 切替えの容易性について

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備については、通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに重大事故時に対処する系統に切替えるために必要な手順を運転手順書に整備する。

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備としては、ほう酸水注入系、補給水系、及び消火系がある。表 1 に本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備、表 2 に本来の用途以外で使用する自主対策設備を示し、表 3 に対応手順の抽出、別紙 1 に操作の概要を示す。

また、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるための手順を整備するのみではなく、当該操作に係る訓練を継続的に実施することにより速やかに切り替えができるよう技能の維持・向上を図る。

表1 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目
ほう酸水注入系 (SLC)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、原子炉に中性子吸収材を注入することにより、原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。	高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行う。	1.2

表 2 (1/2) 本来の用途以外で使用する自主対策設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目
補給水系	プラント起動・停止時及び通常運転時に、プラント構成機器の中で、復水を必要とする機器へ復水を供給する。	常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系が使用不能な場合に、補給水系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉へ注水する。	1.4 1.8
		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)及び代替循環冷却系が使用不能な場合に、補給水系により復水貯蔵タンクを水源として格納容器スプレイを行う。	1.6
		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)及び消火系が使用不能な場合に、補給水系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。	1.8

表 2 (2/2) 本来の用途以外で使用する自主対策設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目
消火系	ろ過水貯蔵タンク等を水源とし、タービン建屋に設置される消火ポンプにより、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋廃棄物処理棟、原子炉建屋付属棟、サービス建屋等の屋内消火栓、屋外消火栓及び泡消火設備に消火用水を供給する。	常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として原子炉へ注水する。	1.4 1.8
		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)、代替循環冷却系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として格納容器スプレイを行う。	1.6
		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)が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。	1.8
		常設の代替燃料プール注水系及び補給水系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として使用済燃料貯蔵プールへの注水を行う。	1.11

表 3 対応手順の抽出 (1/11)

: 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

: 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対処設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 () は手順書記載条文	切替方法	
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	原子炉手動スクラム	◎	○	×	○	×	—	—	
		代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	◎	○	×	○	×	—	—	
		選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	◎	○	×	○	×	—	—	
		再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	◎	○	×	○	×	—	—	
		自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	◎	○	×	○	×	—	—	
		ほう酸水注入	◎	○	×	○	○	×	—	—
		原子炉水位低下による原子炉出力抑制	◎	○	×	○	○	×	—	—
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	制御棒挿入	◎	○	×	○	×	—	—	
		原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	◎	○	×	○	×	—	—	
		高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	◎	○	×	○	×	—	—	
		中央制御室からの高圧代替注水系起動	◎	○	×	○	×	—	—	
		現場での人力操作による高圧代替注水系起動	◎	○	×	○	×	—	—	
		代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	◎	○	×	○	×	×	—	—
		代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	◎	○	×	○	×	×	—	—
		原子炉水位の監視又は推定	◎	○	×	○	○	×	—	—
		常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認	◎	○	×	○	○	×	—	—
		原子炉水位の制御	◎	○	×	○	○	×	—	—
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	ほう酸水注入系による原子炉注水	◎	○	×	○	○	ほう酸水注入ポンプ	弁	
		制御棒駆動水圧系による原子炉注水	◎	○	×	○	×	—	—	
		原子炉減圧の自動化	◎	○	×	○	×	—	—	
		手動による原子炉減圧	◎	○	×	○	×	—	—	
		常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	◎	○	×	○	×	—	—	
		可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	◎	○	×	○	×	—	—	
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	◎	○	×	○	×	—	—	
		非常用窒素供給系による窒素確保	◎	△	×	○	×	—	—	
		可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保	◎	△	×	○	×	—	—	
		非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	◎	○	×	○	×	×	—	—
		逃がし安全弁の背圧対策	×	○	×	○	×	×	—	—
		代替直流電源設備による復旧	◎	○	×	○	×	×	—	—
		代替交流電源設備による復旧	◎	○	×	○	×	×	—	—
		炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止	◎	○	×	○	×	×	—	—
インターフェイスシステムLOCA発生時の対応	◎	○	×	○	×	×	—	—		

注1 ◎ : 重大事故等対処設備を用いる手順, ○ : 自主対策設備を用いる手順, × : 設備を用いない手順

注2 ○ : 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

× : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○ : 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, × : 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○ : 重大事故等時に切替操作を要するもの, × : 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→ : 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (2/11)

☐ : 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

☐ : 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対処設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法	
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	残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	☑	○	×	☐	×	—	—	
		低圧炉心スプレー系による原子炉注水	☑	○	×	☐	×	—	—	
		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	☑	○	×	☐	×	—	—	
		低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	☑	○	×	☐	×	—	—	
		低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	☑	×	—	☐	×	—	—	
		代替循環冷却系による原子炉注水	☑	×	—	☐	×	—	—	
		消火系による原子炉注水	☐	○	○	☐	○	○	電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ	弁
		補給水系による原子炉注水	☐	○	○	☐	○	○	復水移送ポンプ	連絡配管閉止フランジ、弁
		残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水	☑	○	×	☐	×	—	—	
		低圧炉心スプレー系復旧後の原子炉注水	☑	○	×	☐	×	—	—	
		低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	☑	×	×	☐	×	—	—	
		低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却	☑	×	×	☐	×	—	—	
		代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	☑	×	×	☐	×	—	—	
		消火系による残存溶融炉心の冷却	☐	○	○	☐	○	○	電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ	弁
補給水系による残存溶融炉心の冷却	☐	○	○	☐	○	○	復水移送ポンプ	連絡配管閉止フランジ、弁		
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	☑	○	×	☐	×	—	—	
		残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プールの除熱	☑	○	×	☐	×	—	—	
		残留熱除去系 (格納容器スプレー冷却系) による原子炉格納容器内の除熱	☑	○	×	☐	×	—	—	
		残留熱除去系海水系による冷却水 (海水) の確保	☑	○	×	☐	×	—	—	
		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	☑	×	×	☐	×	—	—	
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	☑	×	×	☐	×	—	—	
		遠隔人力操作機構による現場操作	☑	×	×	☐	×	—	—	
		緊急用海水系による除熱	☑	×	×	☐	×	—	—	
		代替残留熱除去系海水系による除熱	☑	×	×	☐	×	—	—	
		原子炉冷却材浄化系による進展抑制	×	—	—	☐	×	—	—	

注1 ☑ : 重大事故等対処設備を用いる手順, ○ : 自主対策設備を用いる手順, × : 設備を用いない手順

注2 ○ : 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

× : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○ : 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, × : 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○ : 重大事故等時に切替操作を要するもの, × : 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→ : 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (3/11)

☐ : 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

☐ : 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対処設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法	
1.6	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	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 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プール水の除熱	☑	○	×	☐	×	—	—	
		代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱	☑	×	☐	☐	×	—	—	
		代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱	☑	×	☐	☐	×	—	—	
		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	☑	×	☐	☐	×	—	—	
		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の冷却	☑	×	☐	☐	×	—	—	
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	☑	○	○	○	○	○	電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ	弁
		補給水系による原子炉格納容器内の冷却	☑	○	○	○	○	○	復水移送ポンプ	連絡配管閉止フランジ、弁
		ドライウェル内ガス冷却装置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) 復旧後の原子炉格納容器内の除熱	☑	○	×	☐	☐	×	—	—
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	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 復旧後のサブプレッション・プール水の除熱	☑	○	×	☐	×	—	—	
		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	☑	×	☐	☐	×	—	—	
		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	☑	×	☐	☐	×	—	—	
		遠隔人力操作機構による現場操作	☑	×	☐	☐	×	—	—	
		不活性ガス (窒素) による系統内の置換	☑	×	☐	☐	×	—	—	
		原子炉格納容器負圧破損の防止	☑	×	☐	☐	×	—	—	
サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入	☑	×	☐	☐	☐	×	—	—		

注1 ☑ : 重大事故等対処設備を用いる手順, ○ : 自主対策設備を用いる手順, × : 設備を用いない手順

注2 ○ : 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

× : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○ : 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, × : 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○ : 重大事故等時に切替操作を要するもの, × : 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→ : 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (4/11)

☐ : 本来の用途以外で使用する重大事故等対策設備

☐ : 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対策設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法	
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	格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウェル部) への注水	☐	×	△	△	×	—	—	
		格納容器下部注水系 (可搬型) によるベデスタル (ドライウェル部) への注水	☐	×	△	△	×	—	—	
		消火系によるベデスタル (ドライウェル部) への注水	☐	○	○	○	○	○	電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ	弁
		補給水系によるベデスタル (ドライウェル部) への注水	☐	○	○	○	○	○	復水移送ポンプ	連絡配管閉止フランジ、弁
		原子炉隔離時冷却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	☐	×	×	△	△	×	—	—
		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 (可搬型) 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	☐	×	×	△	△	×	—	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	☐	○	○	○	○	○	電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ	弁
		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	連絡配管閉止フランジ、弁
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	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	☐	○	×	△	△	×	—	—
		不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化	☐	○	×	△	△	×	—	—
		可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	☐	×	×	△	△	×	—	—
		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	☐	×	×	△	△	×	—	—
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	☐	×	×	△	△	×	—	—
		遠隔人力操作機構による現場操作	☐	×	×	△	△	×	—	—
		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	☐	○	○	×	△	△	×	—
		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	☐	○	○	×	△	△	×	—
代替電源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ための設備への給電	☐	○	×	△	△	△	×	—		
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	原子炉建屋ガス処理系による水素排出	☐	○	×	△	△	×	—	—
		静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	☐	○	×	△	△	×	—	—
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	☐	○	×	△	△	△	×	—
		代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電	☐	○	×	△	△	△	×	—

注1 ○: 重大事故等対策設備を用いる手順, ☐: 自主対策設備を用いる手順, ×: 設備を用いない手順

注2 ○: 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△: 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

×: 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○: 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, ×: 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○: 重大事故等時に切替操作を要するもの, ×: 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→: 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (5/11)

☐ : 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

☐ : 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対処設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法
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による代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	☉	✗	☐	☐	✗	—	—
		可搬型代替注水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) を使用した使用済燃料プール注水	☉	✗	☐	☐	✗	—	—
		補給水系による使用済燃料プール注水	☉	☉	✗	☐	✗	—	—
		消火系による使用済燃料プール注水	☉	☉	☉	☉	☉	電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ	弁
		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 (常設スプレーヘッダ) を使用した使用済燃料プールスプレー	☉	✗	☐	☐	☐	—	—
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレーヘッダ) を使用した使用済燃料プールスプレー	☉	✗	☐	☐	☐	—	—
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレーノズル) を使用した使用済燃料プールスプレー	☉	✗	☐	☐	☐	—	—
		漏えい緩和	×	→	→	→	×	—	—
		大気への拡散抑制	☉	✗	☐	☐	☐	—	—
		使用済燃料プールの監視	☉	✗	☐	☐	☐	—	—
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	代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電	☉	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	☉	✗	☐	☐	✗	—	—
		可搬型代替注水大型ポンプ (放水砲) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	☉	✗	☐	☐	☐	—	—
		ガンマカメラ又はサーモカメラによる大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認	✗	→	→	→	☐	—	—
		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	☉	✗	☐	☐	☐	—	—
		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	×	→	→	→	×	—	—
		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	×	→	→	→	×	—	—
可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡混合器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による航空機燃料火災への泡消火	☉	✗	☐	☐	☐	—	—		

注1 ☉ : 重大事故等対処設備を用いる手順, ☉ : 自主対策設備を用いる手順, ✗ : 設備を用いない手順

注2 ○ : 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

× : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○ : 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, ✗ : 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○ : 重大事故等時に切替操作を要するもの, ✗ : 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→ : 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (6/11)

☐ : 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

☐ : 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対処設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法
1.13	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉压力容器への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合)	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合)	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合)	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合)	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉压力容器への注水 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	☑	✗	☐	☐	✗	—	—
		サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時の原子炉压力容器への注水	☑	☑	☐	☐	✗	—	—
		サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉压力容器への注水	☑	☑	☐	☐	☐	✗	—
		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压力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	☑	✗	☐	☐	☐	✗	—
		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	☑	✗	☐	☐	☐	✗	—
		西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉压力容器への注水	☑	✗	☐	☐	☐	✗	—
		西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却	☑	✗	☐	☐	☐	✗	—
		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原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉压力容器への注水	✗	☐	☐	☐	☐	✗	—		
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使用済燃料プールへの注水	✗	☐	☐	☐	☐	✗	—		

注1 ☑ : 重大事故等対処設備を用いる手順, ☐ : 自主対策設備を用いる手順, ✗ : 設備を用いない手順

注2 ○ : 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

✗ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○ : 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, ✗ : 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○ : 重大事故等時に切替操作を要するもの, ✗ : 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→ : 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (7/11)

☐ : 本来の用途以外で使用する重大事故等対策設備

☐ : 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対策設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法	
1.13	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉压力容器への注水	☒	☐	☐	☐	☒	—	—	
		復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水	☒	☐	☐	☐	☒	—	—	
		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下部への注水	☒	☐	☐	☐	☒	—	—	
		復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水	☒	☐	☐	☐	☒	—	—	
		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	☒	☐	☐	☐	☐	☒	—	—
		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	☒	☐	☐	☐	☐	☒	—	—
		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	☉	☑	☐	☐	☐	☒	—	—
		海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水	☉	☑	☑	☐	☐	☒	—	—
		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下部への注水	☉	☑	☑	☐	☐	☒	—	—
		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	☉	☑	☑	☑	☐	☒	—	—
		海を水源とした最終ヒートシンク (海洋) への代替熱輸送	☉	☑	☑	☑	☐	☒	—	—
		海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制	☉	☑	☑	☑	☐	☒	—	—
		海を水源とした航空機燃料火災への泡消火	☉	☑	☑	☑	☐	☒	—	—
		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代替送水	☒	☐	☐	☐	☐	☒	—	—
		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冷却	☉	☑	☑	☐	☐	☒	—	—
		ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入	☉	☑	☑	☑	☐	☒	—	—
		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	☉	☑	☑	☐	☐	☒	—	—
		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	☒	☐	☐	☐	☐	☒	—	—
		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	☉	☑	☑	☐	☐	☒	—	—
		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	☉	☑	☑	☐	☐	☒	—	—
		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	☒	☐	☐	☐	☐	☒	—	—

注1 ☉ : 重大事故等対策設備を用いる手順, ☑ : 自主対策設備を用いる手順, ☒ : 設備を用いない手順

注2 ○ : 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

× : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○ : 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, × : 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○ : 重大事故等時に切替操作を要するもの, × : 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→ : 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (8/11)

: 本来の用途以外で使用する重大事故等対応設備

: 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対応設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法
1.13	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	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	◎	×	—	—	×	—	—
		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	×	—	—	—	×	—	—
		代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え	◎	△	—	—	×	—	—
		西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え	◎	△	—	—	×	—	—
		外部水源から内部水源への切替え	◎	△	—	—	×	—	—

注1 ◎ : 重大事故等対応設備を用いる手順, ○ : 自主対策設備を用いる手順, × : 設備を用いない手順

注2 ○ : 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

× : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○ : 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, × : 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○ : 重大事故等時に切替操作を要するもの, × : 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→ : 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (9/11)

☐ : 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

☐ : 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対処設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法	
1.14	電源の確保に関する手順等	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	☐	☐	☒	☒	☒	☒	—	
		常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	
		可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電	×	→	→	→	×	—	—	
		2C・2D非常用ディーゼル発電機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非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧	×	→	→	→	×	—	—	
		所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	☐	☐	☒	☒	☒	☒	—	—
		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	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	—
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電	×	→	→	→	×	—	—	
		常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	—
		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	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	—
		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	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	—
		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	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	—
		可搬型設備用軽油タンクから各機器への補給	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	—
		軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	☐	☐	☒	☒	☒	☒	—	—
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	☐	☐	☒	☒	☒	☒	—	—		
1.15	事故時の計装に関する手順等	計器故障時の手順 他チャンネルによる計測	☐	☐	☒	☒	☒	☒	—	
		計器故障時の手順 代替パラメータによる推定	☐	☐	☒	☒	☒	☒	—	
		計器の計測範囲 (把握能力) を超えた場合の手順 代替パラメータによる推定	☐	☐	☒	☒	☒	☒	—	
		計器の計測範囲 (把握能力) を超えた場合の手順 可搬型計測器による計測又は監視	☐	☐	☒	☒	☒	☒	—	
		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	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	
		可搬型代替直流電源設備からの給電	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	
		可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—	
重大事故等時のパラメータ記録	☐	☒	☒	☒	☒	☒	—			

注1 ☐ : 重大事故等対処設備を用いる手順, ☐ : 自主対策設備を用いる手順, ☒ : 設備を用いない手順

注2 ○ : 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

× : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○ : 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, × : 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○ : 重大事故等時に切替操作を要するもの, × : 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→ : 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (10/11)

: 本来の用途以外で使用する重大事故等対策設備

: 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対策設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室換気系による居住性の確保	◎	○	×	→	×	—	—
		原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	◎	○	×	→	×	—	—
		原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止による居住性の確保	◎	×	→	→	×	—	—
		酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保	◎	×	→	→	×	—	—
		可搬型照明 (SA) による居住性の確保	◎	×	→	→	×	—	—
		中央制御室待避室による居住性の確保	◎	×	→	→	×	—	—
		その他の放射線防護措置等	×	→	→	→	×	—	—
		チェンジングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	◎	×	→	→	→	×	—
1.17	監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポストによる放射線量の測定	×	→	→	→	×	—	—
		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	◎	×	→	→	×	—	—
		放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	×	→	→	→	×	—	—
		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	◎	×	→	→	→	×	—
		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	◎	×	→	→	→	×	—
		モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	×	→	→	→	×	—	—
		可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	◎	×	→	→	→	×	—
		放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	◎	×	→	→	→	×	—
		敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制	×	→	→	→	×	—	—
		気象観測設備による気象観測項目の測定	×	→	→	→	×	—	—
可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	◎	×	→	→	→	×	—		
代替交流電源設備によるモニタリング・ポストへの給電	◎	△	→	→	→	×	—	—	

注1 ◎ : 重大事故等対策設備を用いる手順, ○ : 自主対策設備を用いる手順, × : 設備を用いない手順

注2 ○ : 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△ : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

× : 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○ : 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, × : 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○ : 重大事故等時に切替操作を要するもの, × : 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→ : 前項目の選定条件で除外

表 3 対応手順の抽出 (11/11)

☐ : 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

☐ : 本来の用途以外で使用する自主対策設備

No	項目	対応手順	重大事故等対処設備を用いる手順 (注1)	設計基準対象施設としての機能 (注2)	設計基準対象施設と異なる用途 (注3)	切替操作 (注4)	本項対象	対象設備 ()は手順書記載条文	切替方法
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所非常用換気設備運転手順	◎	×	→	→	×	—	—
		緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順	◎	×	→	→	×	—	—
		緊急時対策所加圧設備への切替準備手順	◎	×	→	→	×	—	—
		緊急時対策所加圧設備への切替手順	◎	×	→	→	×	—	—
		緊急時対策所加圧設備の停止手順	◎	×	→	→	×	—	—
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	◎	×	→	→	×	—	—
		緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	◎	×	→	→	×	—	—
		緊急時対策所エリアモニタ設置手順	◎	×	→	→	×	—	—
		可搬型モニタリング・ポストを設置する手順	◎	×	→	→	×	—	—
		必要な情報の把握 (SPDSデータ表示装置によるプラントパラメータの監視)	◎	×	→	→	×	—	—
		対策の検討に必要な資料の整備	×	→	→	→	×	—	—
		通信連絡	◎	×	→	→	×	—	—
		緊急時対策所にとどまる要員数	×	→	→	→	×	—	—
		ベント実施によるブルーム通過時に要員が一時退避する対応の手順	◎	×	→	→	×	—	—
		放射線管理用資機材 (線量計及びマスク等) 及びチェンジングエリア用資機材の維持管理	×	→	→	→	×	—	—
		チェンジングエリアの設置及び運用手順	×	→	→	→	×	—	—
		飲料水, 食料等の維持管理	×	→	→	→	×	—	—
		緊急時対策所用発電機による給電手順	◎	×	→	→	×	—	—
可搬型代替交流電源設備による給電手順	◎	△	→	→	×	—	—		
1.19	通信連絡に関する手順等	発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信	◎	◎	×	→	×	—	—
		計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有	◎	◎	×	→	×	—	—
		発電所外 (社内外) の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡	◎	◎	×	→	×	—	—
		計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外 (社内外) の必要な場所での共有	◎	◎	×	→	×	—	—
		代替電源設備から給電する対応手順	◎	△	→	→	×	—	—

注1 ◎: 重大事故等対処設備を用いる手順, ○: 自主対策設備を用いる手順, ×: 設備を用いない手順

注2 ○: 設計基準対象施設としての機能を有するもの

△: 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替必要

×: 設計基準対象施設としての機能を有さないもので切替不要

注3 ○: 設計基準対象施設と異なる用途で用いるもの, ×: 設計基準対象施設と同じ用途で用いるもの

注4 ○: 重大事故等時に切替操作を要するもの, ×: 重大事故等時に切替操作を要さないもの

→: 前項目の選定条件で除外

重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順

1. ほう酸水注入系による原子炉注水
2. 補給水系による原子炉注水
3. 補給水系による格納容器内の冷却
4. 補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水
5. 消火系による原子炉注水
6. 消火系による格納容器内の冷却
7. 消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水
8. 消火系による使用済燃料プール注水

1. ほう酸水注入系による原子炉注水

(1) 操作概要

高压注水系及び高压代替注水系による原子炉への注水機能が喪失した場合、ほう酸水注入ポンプを使用し、純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を実施する。

①ほう酸水注入ポンプ（図①）の起動操作を実施する。

②ほう酸水貯蔵タンク出口弁（図②）及びほう酸水注入系爆破弁（図③）が「開」となり、原子炉への注水が開始される。

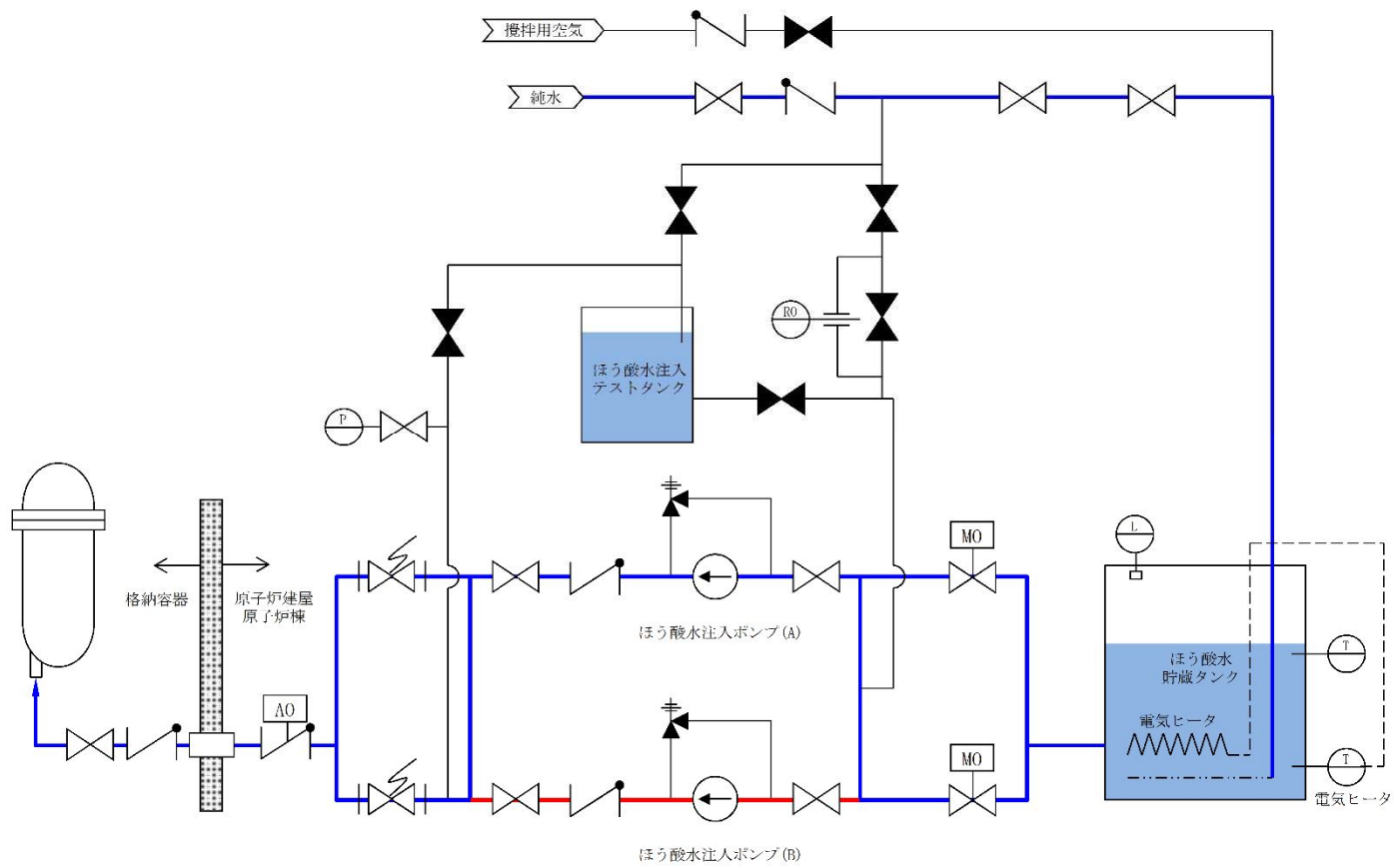
③原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力計にて確認する。

④ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁（図④）を「開」とする。

⑤ほう酸水注入ポンプによる継続注水のため、ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁（図⑤及び図⑥）を「開」とする。

(2) 操作の容易性

純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注水は、現場対応操作がほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁（図④）及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁（図⑤及び図⑥）の3弁「開」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。



第1図 ほう酸水注入系による原子炉注水 概要図

2. 補給水系による原子炉注水

(1) 操作概要

原子炉冷却材喪失事象等において、給水系・非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、補給水系を使用して原子炉へ注水を実施する。

①連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替えを実施する。

②補給水系から原子炉圧力容器までの系統構成として、補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）を「開」し、補助ボイラ冷却水元弁（図④）を「閉」とする。

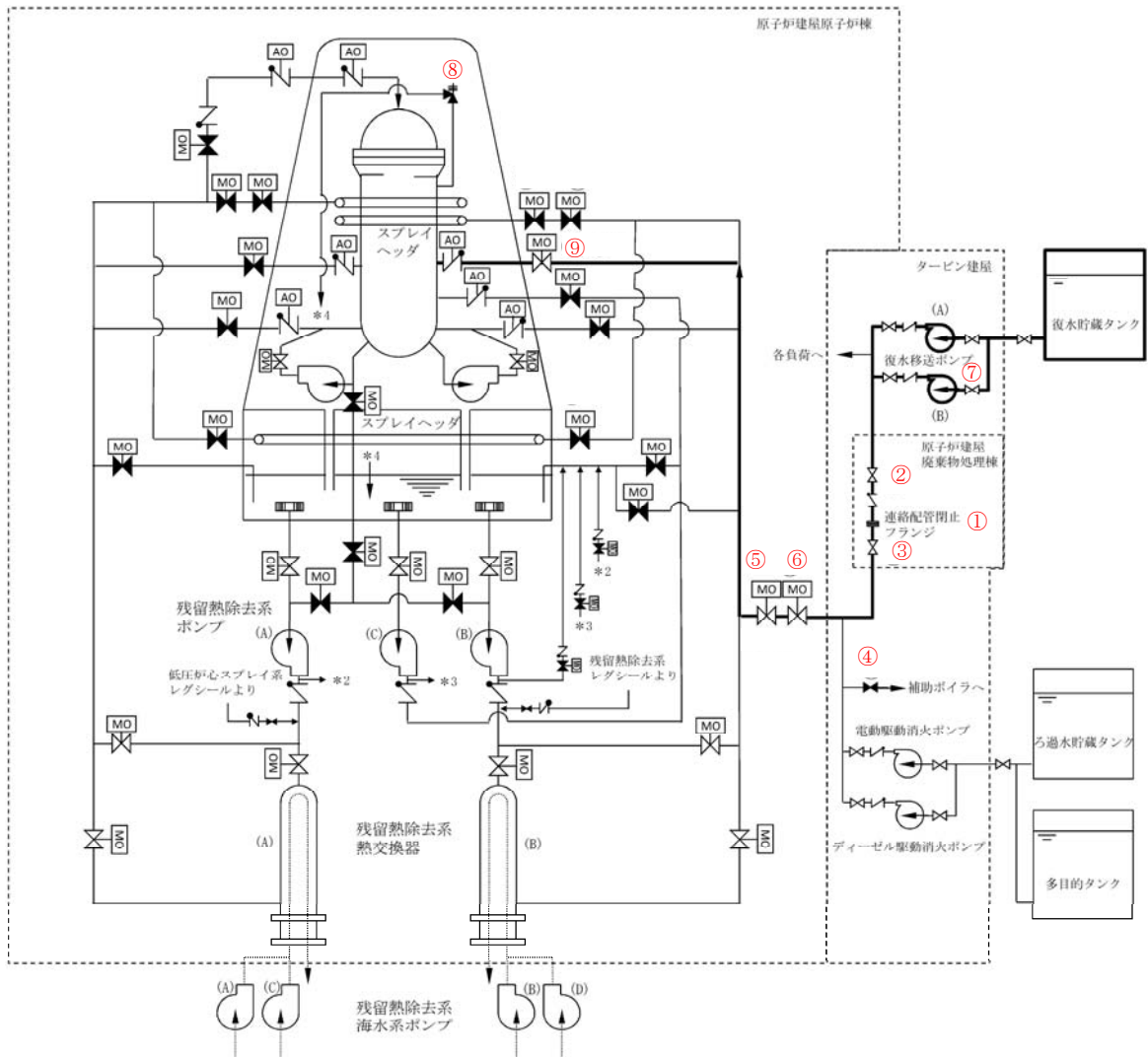
③残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図⑤及び図⑥）を「開」し、復水移送ポンプ（図⑦）を起動する。

④原子炉圧力容器を逃がし安全弁（図⑧）にて減圧し、残留熱除去系注入弁（B）（図⑨）を「開」とする。

⑤原子炉圧力が復水移送系統圧力以下にて、原子炉への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、復水移送系系統圧力計、残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

補給水系による原子炉注水における連絡配管閉止フランジ（図①）の切替操作は、単純作業であり容易に付け替えが可能である。また、現場対応操作は補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）の2弁「開」操作、補助ボイラ冷却水元弁（図④）の1弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。



第2図 補給水系による原子炉注水 概要図

3. 補給水系による格納容器内の冷却

(1) 操作の概要

原子炉冷却材喪失事象等において、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）の機能が喪失した場合、補給水系を使用した格納容器スプレーを実施する。

①連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替えを実施する。

②補給水系から格納容器までの系統構成として、補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）を「開」し、補助ボイラ冷却水元弁（図④）を「閉」とする。

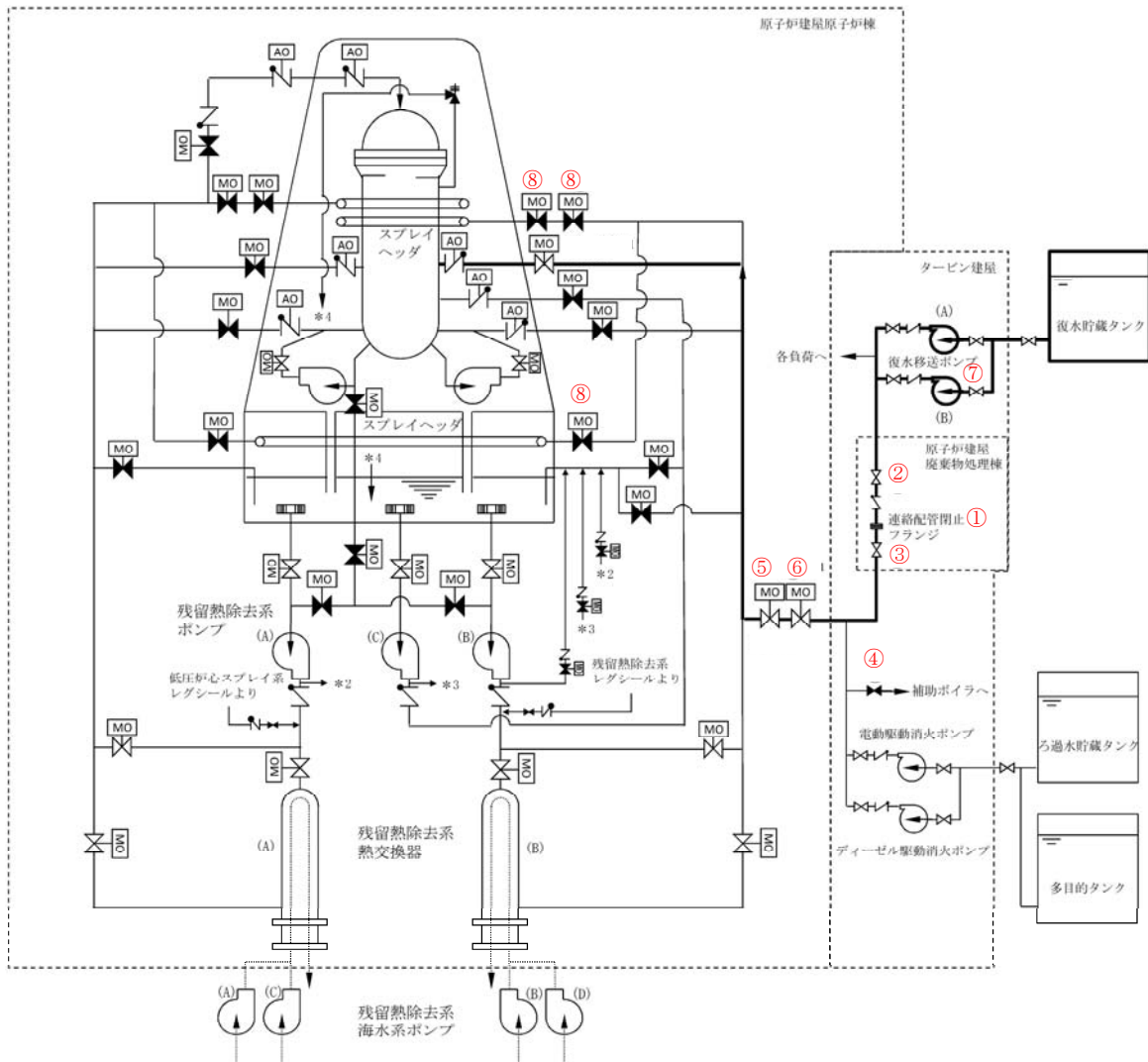
③残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図⑤及び図⑥）を「開」し、復水移送ポンプ（図⑦）を起動する。

④残留熱除去系（B）D/Wスプレー弁又は残留熱除去系（B）S/Pスプレー弁（図⑧）を「開」とすることで、格納容器スプレーを開始する。

⑤格納容器スプレーが開始されることをドライウェル圧力計、サブプレッション・チェンバ圧力計、復水移送系系統圧力計、残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

補給水系による格納容器内の冷却における連絡配管閉止フランジ（図①）の切替操作は、単純作業であり容易に付け替えが可能である。また、現場対応操作は補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）の2弁「開」操作、補助ボイラ冷却水元弁（図④）の1弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。



第3図 補給水系による格納容器内の冷却 概要図

4. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 操作の概要

炉心損傷時，原子炉圧力容器が破損してペDESTAL（ドライウエル部）に放出される溶融炉心を冷却するため，補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ水張りを実施する。

①連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替えを実施する。

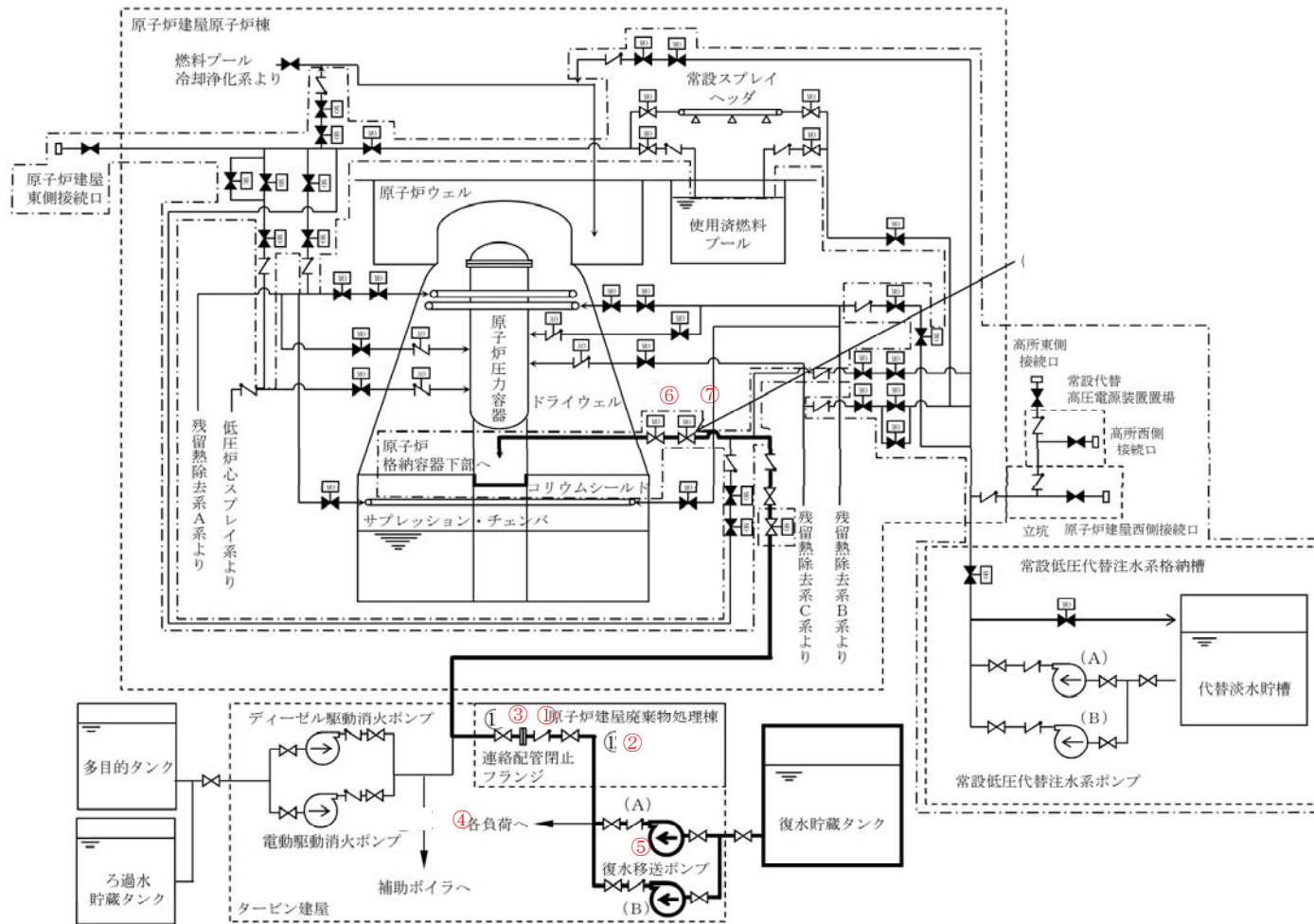
②補給水系から格納容器までの系統構成として，補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）を「開」し，補助ボイラ冷却水元弁（図④）を「閉」とする。

③復水移送ポンプ（図⑤）を起動し，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁（図⑥）及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁（図⑦）を「開」とすることで，ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する。

④ペDESTAL（ドライウエル部）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計，復水移送系系統圧力計にて確認する。

(2) 操作の容易性

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水における連絡配管閉止フランジ（図①）の切替操作は，単純作業であり容易に付け替えが可能である。また，現場対応操作は補給水系－消火系連絡ライン止め弁（図②及び図③）の2弁「開」操作，補助ボイラ冷却水元弁（図④）の1弁「閉」操作であり，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため，容易に操作可能である。



第4図 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 概要図

5. 消火系による原子炉注水

(1) 操作の概要

原子炉冷却材喪失事象等において、給水系・非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、消火系を使用して原子炉へ注水を実施する。

①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

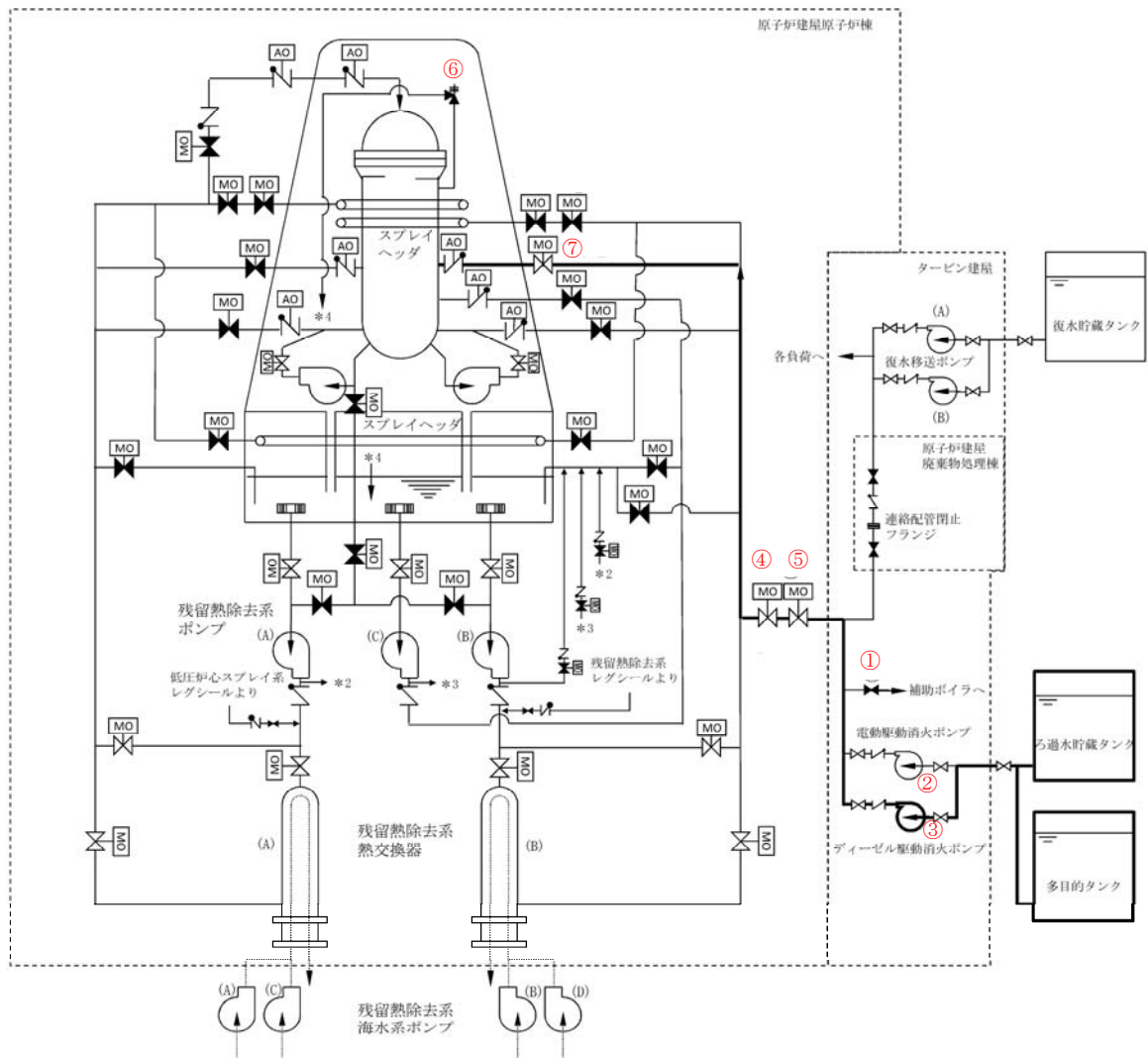
②電動駆動消火ポンプ（図②）又はディーゼル駆動消火ポンプ（図③）を起動し、残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図④及び図⑤）を「開」とする。

③原子炉圧力容器を逃がし安全弁（図⑥）にて減圧し、残留熱除去系注入弁（B）（図⑦）を「開」とする。

④原子炉圧力が消火系統圧力以下にて、原子炉への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、消火系系統圧力計、残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系による原子炉注水は、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の1弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。



第5図 消火系による原子炉注水 概要図

6. 消火系による格納容器内の冷却

(1) 操作の概要

残留熱除去系が使用不能となり格納容器の除熱機能が喪失した場合、消火系を使用した格納容器スプレイを実施する。

①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

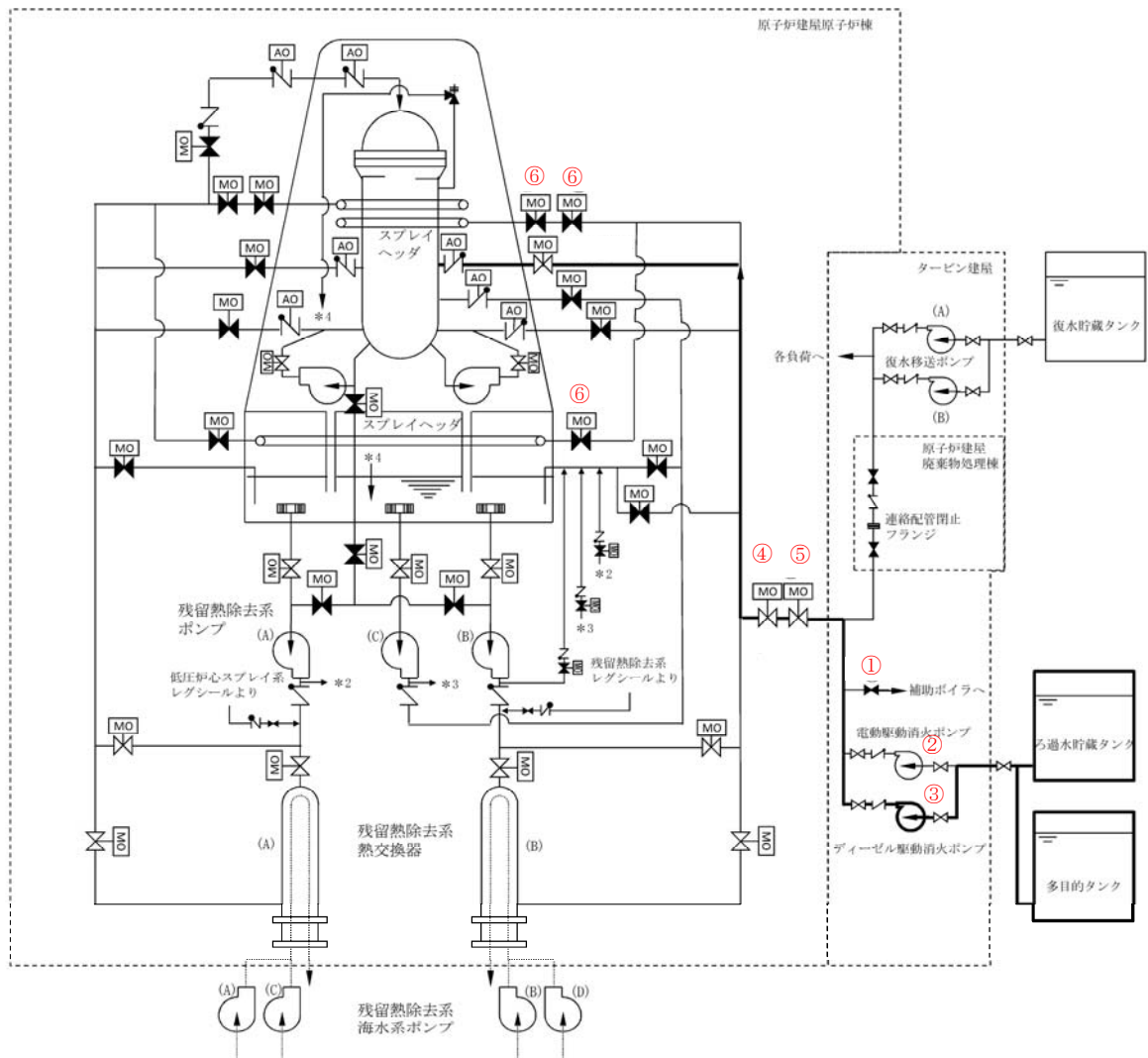
②電動駆動消火ポンプ（図②）又はディーゼル駆動消火ポンプ（図③）を起動し、残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図④及び図⑤）を「開」とする。

③残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系（B）S/Pスプレイ弁（図⑥）を「開」とすることで、格納容器スプレイを開始する。

④格納容器スプレイが開始されることをドライウェル圧力計、サブプレッション・チェンバ圧力計、消火系系統圧力計、残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系による格納容器内の冷却は、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の1弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。



第 6 図 消火系による格納容器内の冷却 概要図

7. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 操作の概要

炉心損傷時，原子炉圧力容器が破損してペDESTAL（ドライウエル部）に放出される溶融炉心を冷却するため，消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ水張りを実施する。

①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として，補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

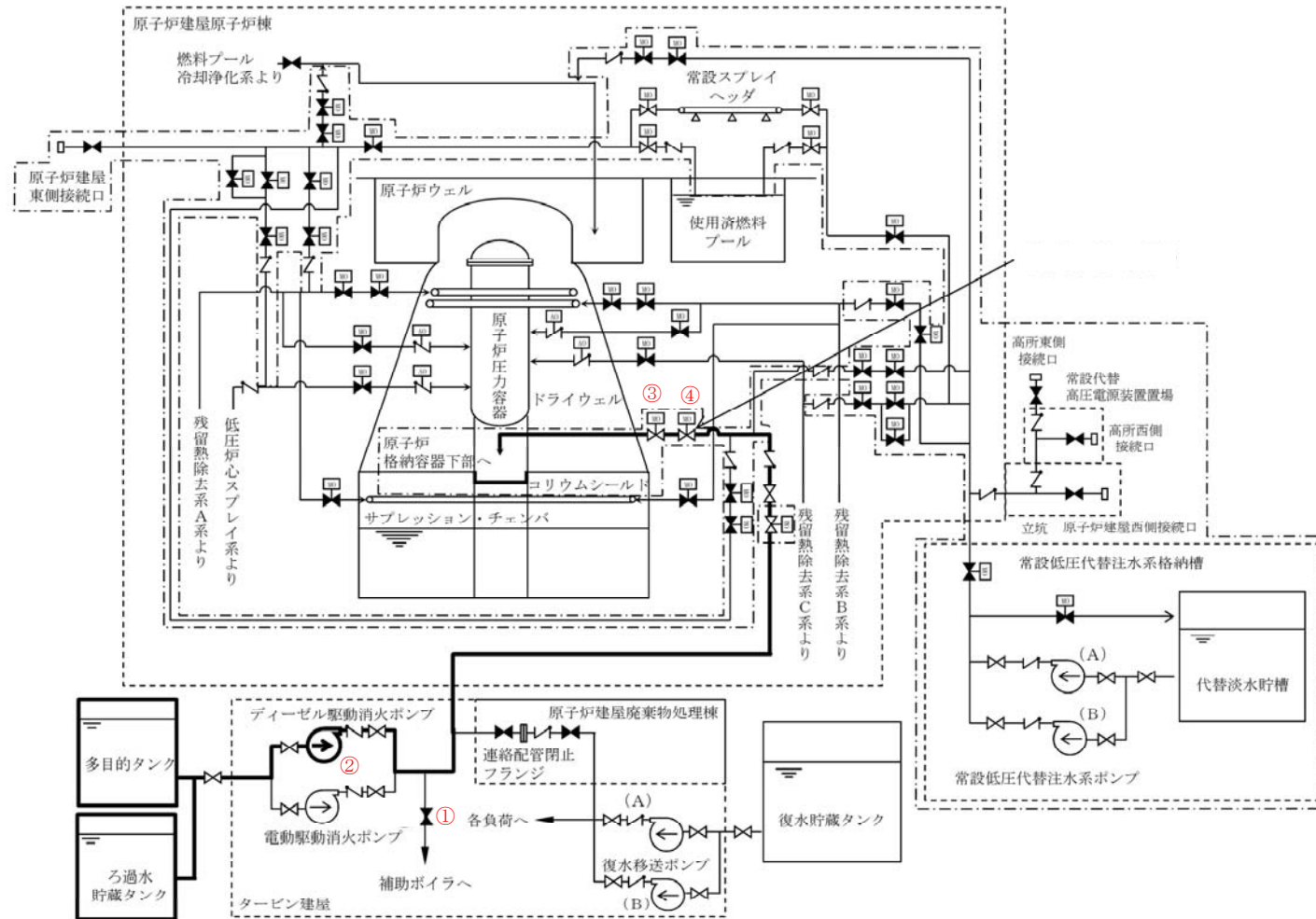
②ディーゼル駆動消火ポンプ（図②）を起動する。

③格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁（図③）及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁（図④）を「開」しペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する。

④ペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されることを低圧代替注水系格納容器下部注水流量計，消火系系統圧力計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は，現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の1弁「閉」操作であり，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため，容易に操作可能である。



第7図 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 概要図

8. 消火系による使用済燃料プール注水

(1) 操作の概要

使用済燃料プール水位が低下し、使用済燃料プールの補給が必要な状態にもかかわらず、残留熱除去系が使用不能で使用済燃料プールへの補給が出来ない場合において、消火系を使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。

①消火系から使用済燃料プールまでの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

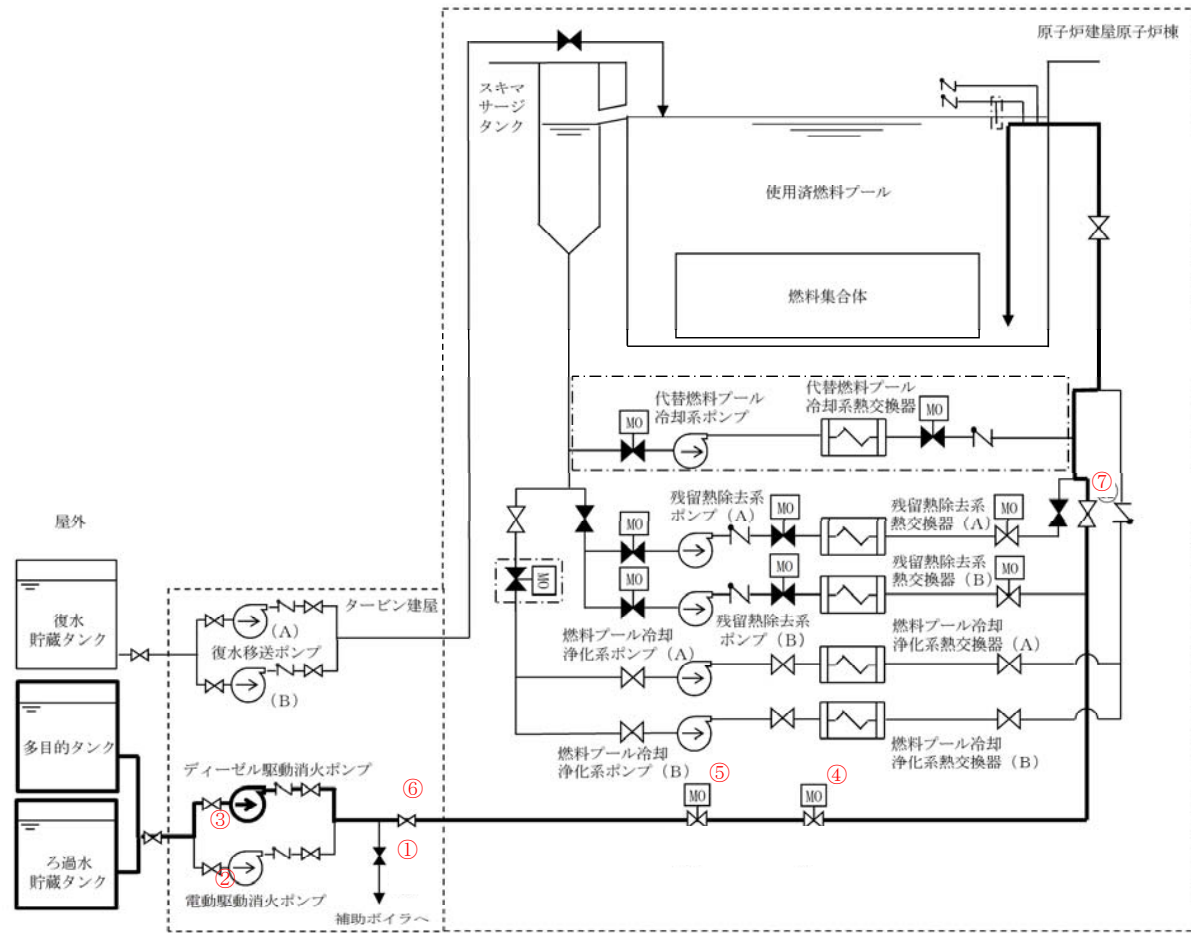
②電動駆動消火ポンプ（図②）又はディーゼル駆動消火ポンプ（図③）を起動し、残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図④及び図⑤）を「開」とする。

③残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁（図⑥）及び残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁（図⑦）を「開」とする。

④使用済燃料プールへ注水されたことを使用済燃料プール水位計、消火系系統圧力計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系による使用済燃料プール注水は、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の1弁「閉」操作、残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁（図⑥）及び残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁（図⑦）の2弁「開」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。



第8図 消火系による使用済燃料プールへの注水 概要図