

## 保安規定第65条

- 表65-5 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」  
「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」  
「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」  
「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備」  
65-5-3 「原子炉補機代替冷却系」

## 運転上の制限等について

### 1. 保安規定記載内容の説明

### 2. 添付資料

#### 添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

#### 添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)  
(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)  
(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

#### 添付-3 同等な機能を有することの説明

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (自主対策設備に関する説明)  
(2) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

65-5-3 原子炉補機代替冷却系 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
原子炉補機代替冷却系	原子炉補機代替冷却系2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること <sup>※2※3</sup>

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転	大型送水ポンプ車	1台×2 <sup>※4</sup>
起動	移動式代替熱交換設備	1式×2 <sup>※4※5</sup>
高温停止	常設代替交流電源設備	※6
低温停止	燃料補給設備	※7
燃料交換	代替所内電気設備	※8

※1：1系列とは、大型送水ポンプ車1台、移動式代替熱交換設備1式およびホースをいう。

※2：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却水系のI系およびII系のループ配管、残留熱除去系熱交換器、サージタンク、主要配管上の手動弁、電動弁および接続口を含む。

なお、動作可能であるべき原子炉補機冷却水系（接続口を含む。）は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止においては、I系およびII系の計2系列、原子炉の状態が低温停止および燃料交換においては、I系またはII系どちらか1系列とする。

※3：原子炉補機冷却水系のII系の冷却ラインは、第65条（65-5-4 残留熱代替除去系）を兼ねる。  
動作不能時は、運転上の制限も確認する。

また、当該系統が動作不能時は、52条（原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系）の運転上の制限も確認する。

※4：大型送水ポンプ車および移動式代替熱交換設備は、第1保管エリアおよび第4保管エリアに1セットずつ分散配置されていること。

※5：移動式代替熱交換設備淡水ポンプを含む。

※6：第65条（65-1-2-1 常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※7：第65条（65-1-2-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。

※8：第65条（65-1-2-5 代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1.5）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である原子炉補機代替冷却系2系列が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1.5）  
「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（手順等）」として、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
- ・技術的能力審査基準1.13

「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること、及び海その他の水源（前項の水源を除く）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

移動式代替熱交換設備を接続する原子炉補機冷却水系の流路について、原子炉の状態が「運転、起動、高温停止」においてはI系・II系共に必要だが、「低温停止、燃料交換」においては、I系またはII系どちらかが使用可能であればよい。

④ 原子炉補機代替冷却系は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 大型送水ポンプ車および移動式代替熱交換設備は、それぞれ1セット1台で必要なポンプ容量および伝熱容量を確保できる設計としている。これらは、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水を供給するもの）であり2N要求設備に該当することから、所要数は2セット2台とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプの流量および揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が 600m <sup>3</sup> /h 以上で揚程が 55m 以上。	2年に1回	課長 (原子炉)
2. 大型送水ポンプ車の流量および吐出圧力が以下を満足していることを確認する。 ・流量が 780m <sup>3</sup> /h 以上で吐出圧力が <input type="text"/> MPa 以上。 ・流量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h 以上で吐出圧力が <input type="text"/> MPa 以上。	1年に1回	課長 (タービン)
3. 原子炉補機冷却水系におけるRCW常用補機冷却水入口切替弁およびRCW常用補機冷却水出口切替弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1箇月に1回 ※9	当直長
4. 大型送水ポンプ車が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)
5. 移動式代替熱交換設備が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (原子炉)
6. 原子炉補機冷却水系におけるRHR熱交換冷却水出口弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1箇月に1回	当直長

※9：原子炉補機冷却水系におけるRCW常用補機冷却水入口切替弁およびRCW常用補機冷却水出口切替弁を点検のため全閉としている場合を除く。

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)

a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。)

項目 1, 2 が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき、移動式代替熱交換設備については2年に1回、大型送水ポンプ車については1年に1回性能確認を実施する。

確認する流量および揚程 (吐出圧力) は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき設定する。(添付-2)

b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目 3, 4, 5, 6 が該当。

項目 3 は、プラント運転中に当該弁を閉止すると下流側 (常用負荷) の機器類の冷却水が遮断され、原子炉安全上好ましくないことからプラント停止中で常用負荷を停止可能な時期に試験を行う。

項目 4, 5 は、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき3箇月に1回、動作可能であることを確認する。

項目 6 は、設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし、1箇月に1回、動作可能であることを確認する。



保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
運転起動 高温停止	B. 動作可能な原子炉補機代替冷却系が1系列未満の場合	B1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※10</sup> とともに、その他の設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する。 および B2. 1. 課長（タービン）は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 または B2. 2. 課長（原子炉）または課長（タービン）は、代替措置 <sup>※13</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B3. 課長（原子炉）または課長（タービン）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  3日間  10日間
	C. 原子炉補機冷却水系のI系と共用する配管または弁が動作不能の場合	C1. 当直長は、原子炉補機冷却水系II系を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※10</sup> とともに、その他の設備 <sup>※14</sup> が動作可能であることを確認する。 および C2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間

- B1. A2. と同様。
- B2. 1. A3. 1. と同様。ただし、完了時間は1 N未満のため「3日間」とする。
- B2. 2. A3. 2. と同様。ただし、完了時間は1 N未満のため「3日間」とする。
- B3. A4. と同様。ただし、完了時間は1 N未満のため「10日間」とする。

【要求される措置Cの考え方】

原子炉補機冷却水系と共用する配管または弁が故障した場合は、要求される措置A1. またはB1. が実施不可となる。そのため、保安規定変更に係る基本方針には記載していないが、安全上有効と考えられる措置を設定し、保安規定第52条（原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系）で原子炉補機冷却水系1系列が動作不能となった場合と同様に「10日間」の完了時間を設定する。

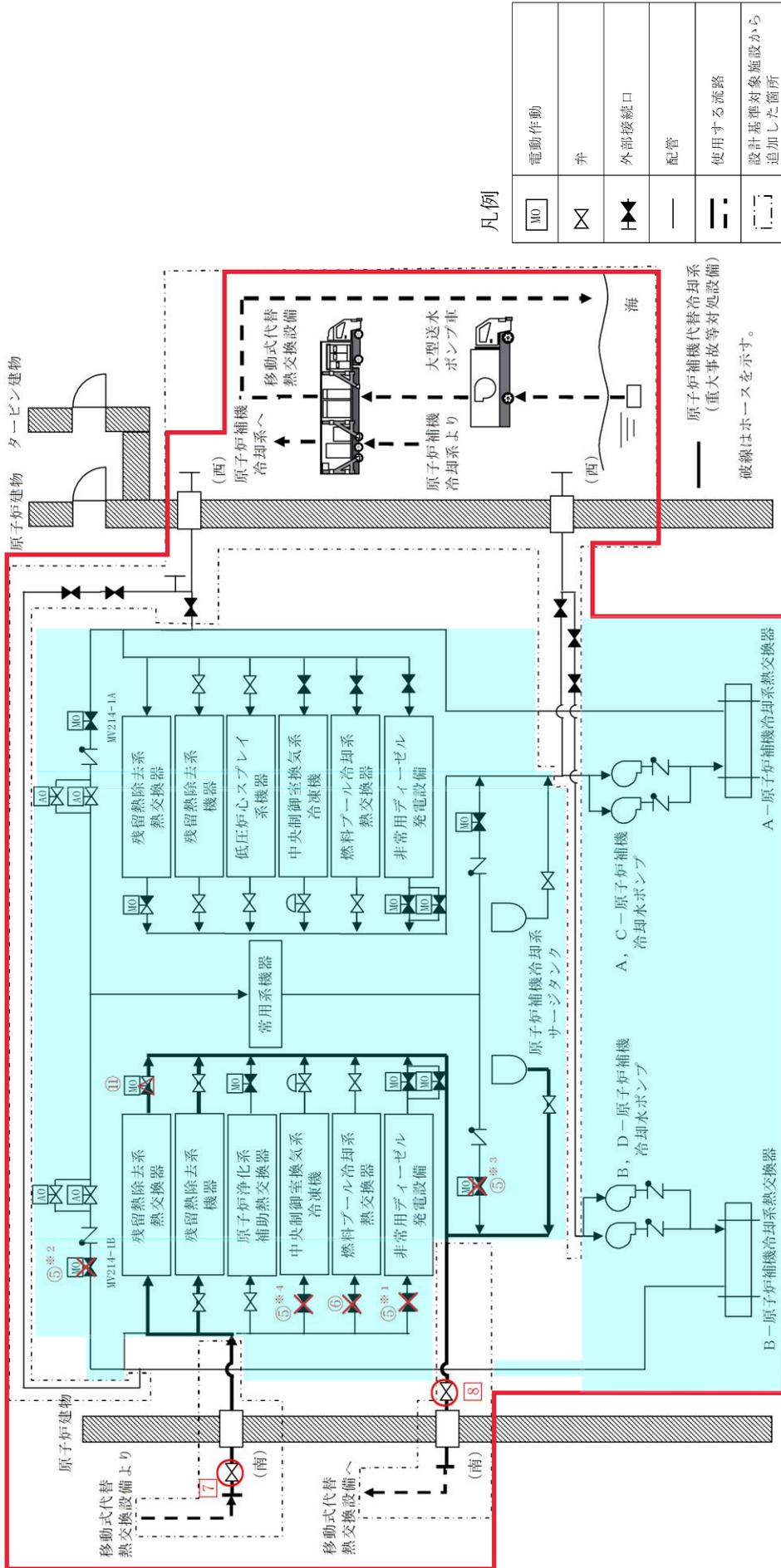
C1. A1. と同様の考え方であるが、原子炉補機冷却水系1系列が動作不能の状態であることから、残りの原子炉補機冷却水系1系列（原子炉補機冷却海水系および非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイスイスイ系ディーゼル発電機を除く。）含む。）が動作可能であることを“速やかに”確認する。

C2. 当該システムを復旧する。完了時間は保安規定第52条（原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系）で定める原子炉補機冷却水系1系列が動作不能の場合の完了時間「10日間」を準用する。

保安規定 第65条 条文			記載の説明	備考
適用される原子炉の状態	条件⑤	要求される措置⑥	完了時間	
運転起動高温停止	D. 原子炉補機冷却水系のⅡ系と共用する配管または弁が動作不能の場合	D1. 当直長は、残留熱代替除去系を動作不能とみなす。 D2. 当直長は、原子炉補機冷却水系Ⅰ系を起動し、動作可能であることを確認する※10とともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。 D3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  速やかに  10日間	D1. 原子炉補機冷却水系のⅡ系と共用する配管または弁は、残留熱代替除去系に使用することから原子炉補機冷却水系のⅡ系と共用する配管または弁が動作不能の場合、“速やかに”残留熱代替除去系を動作不能とみなす。  D2. C1. と同様。 D3. C2. と同様。  E1., E2. 既保安規定と同様の設定とする。
運転起動高温停止	E. 条件 A, B, C または D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当直長は、高温停止にする。 E2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	
低温停止燃料交換	A. 動作可能な原子炉補機代替冷却水系が2系列未満の場合または原子炉補機冷却水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	A1. 当直長、課長（原子炉）または課長（タービン）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 E1. 当直長、課長（タービン）は、当該機能を補完する自主対策設備※12が動作可能であることを確認する。 E2. 課長（原子炉）または課長（タービン）は、代替措置※13を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	【低温停止および燃料交換】 A1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2. 1. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。 A2. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。
<p>※10：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※11：残りの原子炉補機冷却水系1系列、原子炉補機海水系2系列および非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイスライシスディーゼル発電機を除く。）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※12：大型送水ポンプ車にて海水直接通水を行う除熱をいう。</p> <p>※13：代替品の補充等。</p> <p>※14：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機海水系1系列および非常用ディーゼル発電機1台（高圧炉心スプレイスライシスディーゼル発電機を除く。）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>				

65-5-3の範囲  
赤枠にて示す

第52条 原子炉補機冷却水系との共用ライン



- 記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。  
 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。  
 ○※1~、□※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。

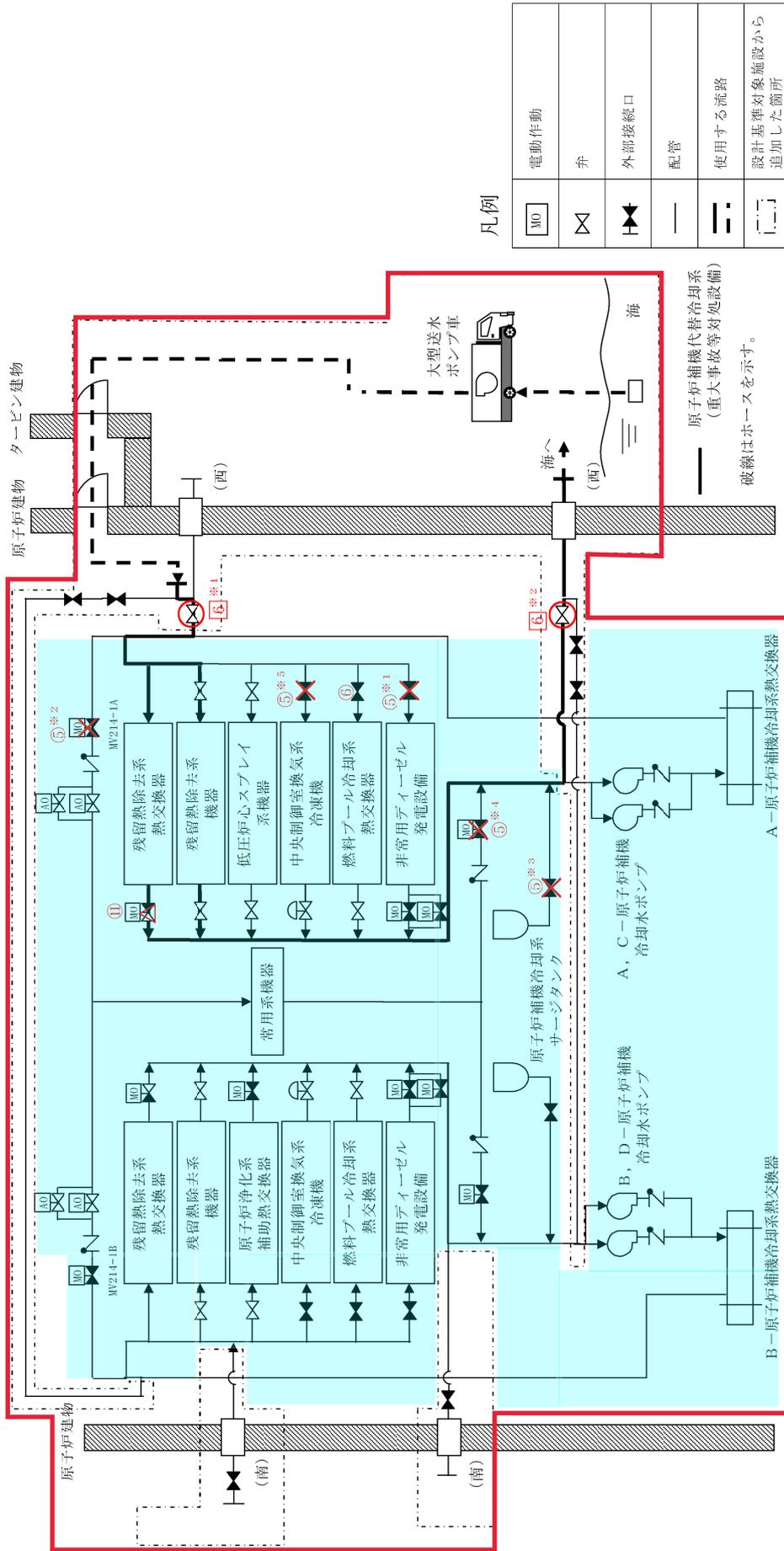
第1.5-35図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図(1 / 4)  
 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-D E G 冷却水入口弁
⑤※2	B-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※4	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑥	RCW B-F P C 熱交冷却水入口弁
⑪	B-R H R 熱交冷却水出口弁
7	A H E F B-供給配管止め弁
8	A H E F B-戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。  
 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。  
 ○※1~, □※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1.5-35図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図(2/4)  
 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

第52条 原子炉補機冷却水系との共用ライン



記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。  
 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。  
 ○\*1~, □\*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1.5-35図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図 (3 / 4)  
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW A-DEG冷却水入口弁
⑤※2	A-RCW常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	A-RCWサージタンク出口弁
⑤※4	A-RCW常用補機冷却水出口切替弁
⑤※5	RCW A-中央制御室冷凍機入口弁
⑥	RCW A-FPC熱交冷却水入口弁
⑪	A-RHR熱交冷却水出口弁
⑥※1	RCW A-AHEF供給配管止め弁
⑥※2	RCW A-AHEF戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。  
 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。  
 ○※1~, □※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1.5-35図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図(4/4)  
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

補機海水系を含む。) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 5.10.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.10.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備 1 セット 1 台と大型送水ポンプ車 1 セット 1 台を使用する。移動式代替熱交換設備の保有数は、2 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検に

## 第5.10-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

### (1) 格納容器フィルタベント系

#### a. 第1ベントフィルタスクラバ容器

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

#### b. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

#### c. 圧力開放板

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

#### d. 遠隔手動弁操作機構

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

### (2) 原子炉補機代替冷却系

#### a. 移動式代替熱交換設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台 数 2 (予備1)

熱交換器

組 数 1

伝熱容量 約23MW

(海水温度30°Cにおいて)

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ

台 数 2

容 量	約300m <sup>3</sup> /h/台
-----	-------------------------

全 揚 程	約75m
-------	------

b. 大型送水ポンプ車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台 数	2 (予備 1)
-----	----------

容 量	約1,800m <sup>3</sup> /h/台
-----	---------------------------

吐出圧力	1.2MPa[gage]
------	--------------

第5.10-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器フィルタベント系

a. 第1ベントフィルタスクラバ容器

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

b. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

c. 圧力開放板

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

d. 遠隔手動弁操作機構

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 原子炉補機代替冷却系

a. 移動式代替熱交換設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台 数 2 (予備1)

熱交換器

組 数 1

伝熱容量 約23MW

(海水温度30°Cにおいて)

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ

台 数 2

容 量	約300m <sup>3</sup> /h/台
-----	-------------------------

全 揚 程	約75m
-------	------

b. 大型送水ポンプ車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台 数	2 (予備 1)
-----	----------

容 量	約1,800m <sup>3</sup> /h/台
-----	---------------------------

吐出圧力	1.2MPa[gage]
------	--------------

名	称	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	
容	量	m <sup>3</sup> /h/個	300 以上 (300)
揚	程	m	55 以上 (75)
最 高 使 用 圧 力		MPa	1.37
最 高 使 用 温 度		℃	70
原 動 機 出 力		kW	110
個	数	—	2

**【設 定 根 拠】**

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）として使用する移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、以下の機能を有する。

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サブプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール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設置する。

系統構成は、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に移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

## 【設 定 根 拠】 (続き)

## 1. 容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器が原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が  $\square$  m<sup>3</sup>/h であることから、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は 300m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

なお、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」で、事故発生 8 時間後に残留熱代替除去系によるサブプレッションプール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子力圧力容器への注水及び格納容器スプレイの運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

(1) 原子炉補機代替冷却系接続口（西）使用時の容量 300m<sup>3</sup>/h/個以上

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において原子炉補機代替冷却系接続口（西）で使用する場合の容量は、A-残留熱除去系熱交換器、A-燃料プール冷却系熱交換器、A-中央制御室冷凍機及び補機等に必要な冷却水と同時に供給できる容量とする。

- |                      |  |
|----------------------|--|
| ① A-残留熱除去系熱交換器       | : 約 $\square$ m <sup>3</sup> /h (約 $\square$ m <sup>3</sup> /h*) |
| ② A-燃料プール冷却系熱交換器     | : 約 $\square$ m <sup>3</sup> /h ( $\square$ m <sup>3</sup> /h*)  |
| ③ A-中央制御室冷凍機         | : 約 $\square$ m <sup>3</sup> /h                                  |
| ④ 補機等                | : 約 $\square$ m <sup>3</sup> /h                                  |
| ・ A-残留熱除去ポンプメカシール冷却器 |  |
| ・ A-残留熱除去ポンプモータ軸受冷却器 |  |
| ・ A-残留熱除去ポンプ室空調機     |  |
| ⑤ 合計                 | : $\square$ m <sup>3</sup> /h                                    |

注記\*：重大事故等時対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」における、事象発生後 8 時間から 24 時間の流量

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプを原子炉補機代替冷却系接続口（西）で使用する場合の容量は、300m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

(2) 原子炉補機代替冷却系接続口 (南) 使用時の容量 300m<sup>3</sup>/h/個以上

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において原子炉補機代替冷却系接続口 (南) で使用する場合の容量は、B-残留熱除去系熱交換器、B-燃料プール冷却系熱交換器、B-中央制御室冷凍機及び補機等に必要な冷却水と同時に供給できる容量とする。

- ① B-残留熱除去系熱交換器 : 約  m<sup>3</sup>/h (約  m<sup>3</sup>/h\*)
- ② B-燃料プール冷却系熱交換器 : 約  m<sup>3</sup>/h ( m<sup>3</sup>/h\*)
- ③ B-中央制御室冷凍機 : 約  m<sup>3</sup>/h
- ④ 補機等 : 約  m<sup>3</sup>/h
- ・ B-残留熱除去ポンプメカシール冷却器
  - ・ B-残留熱除去ポンプモータ軸受冷却器
  - ・ B-残留熱除去ポンプ室空調機
- ⑤ 合計 :  m<sup>3</sup>/h

注記\* : 重大事故等時対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) の「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」における、事象発生後 8 時間から 24 時間の流量

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプを原子炉補機代替冷却系接続口 (南) で使用する場合の容量は、300m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、設計時の定格点である 300m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 又は (南) 使用時の揚程 55m 以上

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 又は (南) で使用する場合の揚程は、必要揚程が最大となる原子炉補機代替冷却系接続口 (西) を使用する場合の配管・機器圧力損失を基に設定する。

配管・機器圧力損失 : 約  m

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプを原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 又は (南) で使用する場合の揚程は、 m を上回る 55m 以上とする。

公称値については、設計時の定格点である 75m とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

3. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、静水頭 0.32MPa と移動式代替熱交換設備淡水ポンプの締切運転時の揚程 0.82MPa の合計が 1.14MPa となることから、これを上回る圧力とし、1.37MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器の除熱後の冷却水温度  °C を上回る 70°C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプを重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kw)

P<sub>w</sub> : 水動力(kw)

ρ : 密度(kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度(m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量(m<sup>3</sup>/s) = 300/3600

H : 揚程(m) = 75

η : ポンプ効率(%) (設計確認値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left( \frac{300}{3600} \right) \times 75}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの原動機出力は、軸動力  kw を上回る出力とし、110kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ(原動機含む。)は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である 2 個を移動式代替熱交換設備の車両ごとに設置する。

名 称	大型送水ポンプ車	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	780 以上, <input type="text"/> 以上 (1800)
吐 出 圧 力	MPa	<input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上 (1.20)
最 高 使 用 圧 力	MPa	<input type="text"/>
最 高 使 用 温 度	℃	<input type="text"/>
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	2(予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）として使用する大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サブプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて原子炉補機冷却系に直接供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

大型送水ポンプ車は、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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

大型送水ポンプ車は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの

## 【設定根拠】(続き)

水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止するために設置する。

系統構成は、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に移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に直接供給することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠(1) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の容量(移動式代替熱交換設備使用時)

780m<sup>3</sup>/h/個以上

大型送水ポンプ車の容量は、大型送水ポンプ車の送水先である移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器が有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認されている原子炉停止8時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており、移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器が原子炉停止8時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が780m<sup>3</sup>/hであることから、大型送水ポンプ車の容量は780m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

なお大型送水ポンプ車の容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用した有効性評価「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」で、事故発生8時間後に残留熱代替除去系によるサプレッションプール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生10時間後に残留熱代替除去系による原子力圧力容器への注水及び格納容器スプレイの運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生10時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合、上記の使用方法と同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

(2) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の容量(大型送水ポンプ車による海水直接注入時)  m<sup>3</sup>/h /個以上

大型送水ポンプ車の容量は、有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認されている原子炉停止8時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており、海水直接注入により原子炉停止8時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が m<sup>3</sup>/hであることから、大型送水ポンプ車の容量は m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

なお大型送水ポンプ車を上記の容量で設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」で、事故発生8時間後に残留熱代替除去系によるサプレッションプール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧

## 【設定根拠】(続き)

力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子力圧力容器への注水及び格納容器スプレイの運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合、上記の使用方法と同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

公称値については、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 1800 m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 吐出圧力の設定根拠

## (1) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の吐出圧力（移動式代替熱交換設備使用時）

MPa 以上

大型送水ポンプ車を原子炉補機代替冷却系に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる原子炉補機代替冷却系接続口（南）又は（西）供給側を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧力損失、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類の圧力損失を基に設定する。

- |                       |     |                          |
|-----------------------|-----|--------------------------|
| ① 水源と移送先の圧力差          | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ② 静水頭                 | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ③ ホース*圧力損失            | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響         | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類の圧力損失     | : 約 | <input type="text"/> MPa |
| ⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計） | : 約 | <input type="text"/> MPa |

以上より、原子炉補機代替冷却系として使用する場合の大型送水ポンプ車の吐出圧力は MPa 以上とする。

注記\*：原子炉補機代替冷却系供給側接続口（南）又は（西）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・原子炉補機代替冷却系接続口（西）供給側  
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）  
～A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部（原子炉建物西側）
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部（原子炉建物西側）  
～原子炉補機代替冷却系接続口（屋内）ライン合流部

## 【設 定 根 拠】 (続き)

- ・原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ライン合流部  
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)
- ・A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)  
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)
- ・A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)  
～原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 戻り側
- ・B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)  
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)
- ・原子炉補機代替冷却系接続口 (南) 供給側  
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側)
- ・B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物南側)  
～原子炉補機代替冷却系接続口 (南) 戻り側
- ・A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)  
～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部  
～A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部  
～A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部  
～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部  
～A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
- ・A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部  
～A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)
- ・A-原子炉補機冷却系サージタンク  
～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部  
～B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)  
～B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部  
～B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部  
～B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・B-原子炉補機冷却系サージタンク  
～B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部

## 【設 定 根 拠】 (続き)

- ・ A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部  
～A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部  
～A-残留熱除去系熱交換器
- ・ A-残留熱除去系熱交換器  
～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部  
～A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部  
～A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
- ・ A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部  
～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
- ・ A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部  
～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部  
～A-燃料プール冷却系熱交換器
- ・ A-燃料プール冷却系熱交換器  
～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・ B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部  
～B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
- ・ B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部  
～B-残留熱除去系熱交換器
- ・ B-残留熱除去系熱交換器  
～B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・ B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部  
～B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)
- ・ B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)  
～B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
- ・ B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部  
～B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
- ・ B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部  
～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側)
- ・ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側)  
～原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部 (胴側)
- ・ 原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部 (胴側)  
～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部

【設 定 根 拠】 (続き)

- ・B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部  
～B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物南側)  
～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部  
～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部
- ・B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部  
～B-燃料プール冷却系熱交換器
- ・B-燃料プール冷却系熱交換器  
～原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部 (胴側)
- ・原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部 (胴側)  
～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- ・大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
- ・大型送水ポンプ車出口ライン送水用 15m ホース
- ・移動式代替熱交換設備入口ライン戻り用 5m ホース
- ・移動式代替熱交換設備出口ライン供給用 5m ホース

(2) 原子炉補機代替冷却系として使用する場合の吐出圧力

(大型送水ポンプ車による海水直接注入用時)  MPa 以上

大型送水ポンプ車を原子炉補機代替冷却系に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧力損失、ホース湾曲による影響、配管・機器の圧力損失を基に設定する。

- |                        |     |                      |     |
|------------------------|-----|----------------------|-----|
| ① 水源と移送先の圧力差           | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ② 静水頭                  | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ③ ホース*圧力損失             | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響          | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類の圧力損失      | : 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計) | : 約 | <input type="text"/> | MPa |

上記から、原子炉補機代替冷却系として使用する場合の大型送水ポンプ車の吐出圧力は  MPa 以上とする。

注記\* : 原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部 (原子炉建物西側)

## 【設 定 根 拠】 (続き)

- ～A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)
- ・B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部 (原子炉建物西側)
  - ～原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ライン合流部
- ・原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内)
  - ～原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ライン合流部
- ・A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)
  - ～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)
- ・A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)
  - ～原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 戻り側
- ・A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)
  - ～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
  - ～A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部
  - ～A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
  - ～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
- ・A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部
  - ～A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
- ・A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部
  - ～A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)
- ・A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部
  - ～A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
  - ～A-残留熱除去系熱交換器
- ・A-残留熱除去系熱交換器
  - ～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
  - ～A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部
  - ～A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
- ・A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部
  - ～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
- ・A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
  - ～A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部
- ・A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部
  - ～A-燃料プール冷却系熱交換器

## 【設定根拠】(続き)

- ・A-燃料プール冷却系熱交換器  
～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部
- ・大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- ・大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
- ・大型送水ポンプ車出口ライン送水用 10m, 5m ホース
- ・大型送水ポンプ車出口ライン送水用 1m ホース

公称値については、設計段階で使用点として設定をしている 1.20MPa とする。

## 3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、当該ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電氣的に MPa に制限することから、その制限値である MPa とする。

## 4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において使用している海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

## 5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機出力は、定格流量である 1800m<sup>3</sup>/h, 定格吐出圧力 1.20MPa 時の軸動力を基に設定する。

大型送水ポンプ車の流量が m<sup>3</sup>/h, 吐出圧力が MPa, その時の当該ポンプの必要軸動力は約 480kW となる。

以上より、大型送水ポンプ車の原動機出力は必要軸動力 480kW を上回る kW/個とする。

## 6. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車(原動機含む。)は、重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却系に海水を送水するために必要な個数である 1 個を 1 セットの合計 2 個及びに故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(原子炉建物放水設備), 原子炉格納施設のうち圧力低減施設その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(原子炉建物放水設備)の予備として兼用)を分散して保管する。

以上の重大事故等対処設備により，最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる。

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。併せて，その理由を示す。

- ・ 大型送水ポンプ車

原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を送水することから，熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるが，大型送水ポンプ車による冷却水供給により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用可能となれば最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段として有効である。

c. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」及び「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として，事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。），AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める（第1.5-1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1.5-2表，第1.5-3表）。

同等の機能を有することの説明(準備時間)  
 関連箇所を赤字にて示す

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(時間)								備考														
		1	2	3	4	5	6	7	8															
原子炉補機代替冷却系による除熱 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (S A電源切替盤を使用した場合))	要員(数)	中央制御室運転員 A	電源確認																					
			1																					
	現場運転員 B, C	移動, S A電源切替盤操作 (B系)	移動, 系統構成 (非管理区域)																					
			2																					
	現場運転員 D, E	移動, 系統構成 (管理区域)	移動, 系統構成 (管理区域)																					
			2																					
	緊急時対策要員	緊急時対策所~第4保管エリア移動※1	車両健全性確認 (移動式代替熱交換器設置, ホース運搬車)																					
			12																					
	緊急時対策要員	緊急時対策所~第4保管エリア移動※1	車両健全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース取組車)																					
	緊急時対策要員	大型送水ポンプ車設置, 取水準備	逆水準備 (ホース敷設)																					
緊急時対策要員	移動	移動式代替熱交換器設備への電源ケーブル接続																						
		3																						

※1: 第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第1.5-36図 原子炉補機代替冷却系による除熱 タイムチャート(1/4)  
 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (S A電源切替盤を使用した場合))



保安規定第65条

- 表65-5 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」  
「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」  
「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」  
「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備」  
65-5-4 「残留熱代替除去系」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)  
(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)  
(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

65-5-4 残留熱代替除去系 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
残留熱代替除去系	残留熱代替除去系が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動 高温停止	残留熱代替除去ポンプ	1台
	サブプレッションチェンバ	※3
	常設代替交流電源設備	※4
	原子炉補機代替冷却系	※5
	代替所内電気設備	※6
	燃料補給設備	※7

※1：必要な弁および配管を含む。

※2：残留熱代替除去系の注水ラインは、第65条(65-4-1 低圧原子炉代替注水系(常設)、65-4-2 低圧原子炉代替注水系(可搬型)、65-5-4 残留熱代替除去系、65-6-1 格納容器代替スプレイス(常設)、65-6-2 格納容器代替スプレイス(可搬型)、65-7-1 ペデスタル代替注水系(常設)、65-7-3 格納容器代替スプレイス(可搬型)および第39条(非常用炉心冷却系 その1)の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※3：第46条(サブプレッションチェンバの水位)において運転上の制限等を定める。

※4：第65条(65-1-2-1 常設代替交流電源設備)において運転上の制限等を定める。

※5：第65条(65-5-3 原子炉補機代替冷却系)において運転上の制限等を定める。

※6：第65条(65-1-2-5 代替所内電気設備)において運転上の制限等を定める。

※7：第65条(65-1-2-6 燃料補給設備)において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十条(1.7)が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、常設重大事故等対処設備である残留熱代替除去系が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十条(1.7)

「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(手順等)」として、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器パウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。

・技術的能力審査基準1.13

「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること、及び海その他の水源(前項の水源を除く)から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ 残留熱代替除去系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器の圧力および温度を低下させるために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 残留熱代替除去ポンプは、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に必要な流量を1台で供給できる設計としていることから、運転上の制限の所要数を1台とする。(添付-2)

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 残留熱代替除去ポンプの揚程が $\square$ m 以上で、流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上であることを確認する。	定事検 停止時	課長 (原子炉)
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、残留熱代替除去ポンプが動作可能であることを確認する。	1 箇月 に 1 回	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、RHR RH ARライン入口止め弁, RHARライン流量調節弁, RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁, RHR A-FLSR連絡ライン止め弁, RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁, A-RHR注水弁およびB-RHRドライウエル第2スプレイ弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1 箇月 に 1 回	当直長

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 2)

a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。)

項目 1 が該当。

確認する流量および揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2)

定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。

b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目 2, 3 が該当。

弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、RHR RHARライン入口止め弁, RHARライン流量調節弁, RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁, RHR A-FLSR連絡ライン止め弁, RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁, A-RHR注水弁およびB-RHRドライウエル第2スプレイ弁を対象とする。

設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし、1 箇月に 1 回、動作確認を実施する。

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 残留熱代替除去系が動作不能の場合	A1. 当直長は、格納容器冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> とともに、その他の設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。	3日間 24時間 36時間

※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※9：起動した格納容器冷却系に関連する非常用ディーゼル発電機1台（高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。）、原子炉補機冷却水系1系列および原子炉補機海水系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。  
残留熱代替除去系は1N要求設備であるため、動作可能な系列数が1N未満となった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)）

A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認することが基本的な考え方であるが、残留熱代替除去系は緩和設備であるため、もとの設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、残留熱代替除去系に期待する機能である「原子炉格納容器の圧力および温度を低下させること」の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には格納容器冷却系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。）、原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む）が動作可能であることを“速やかに”確認する。

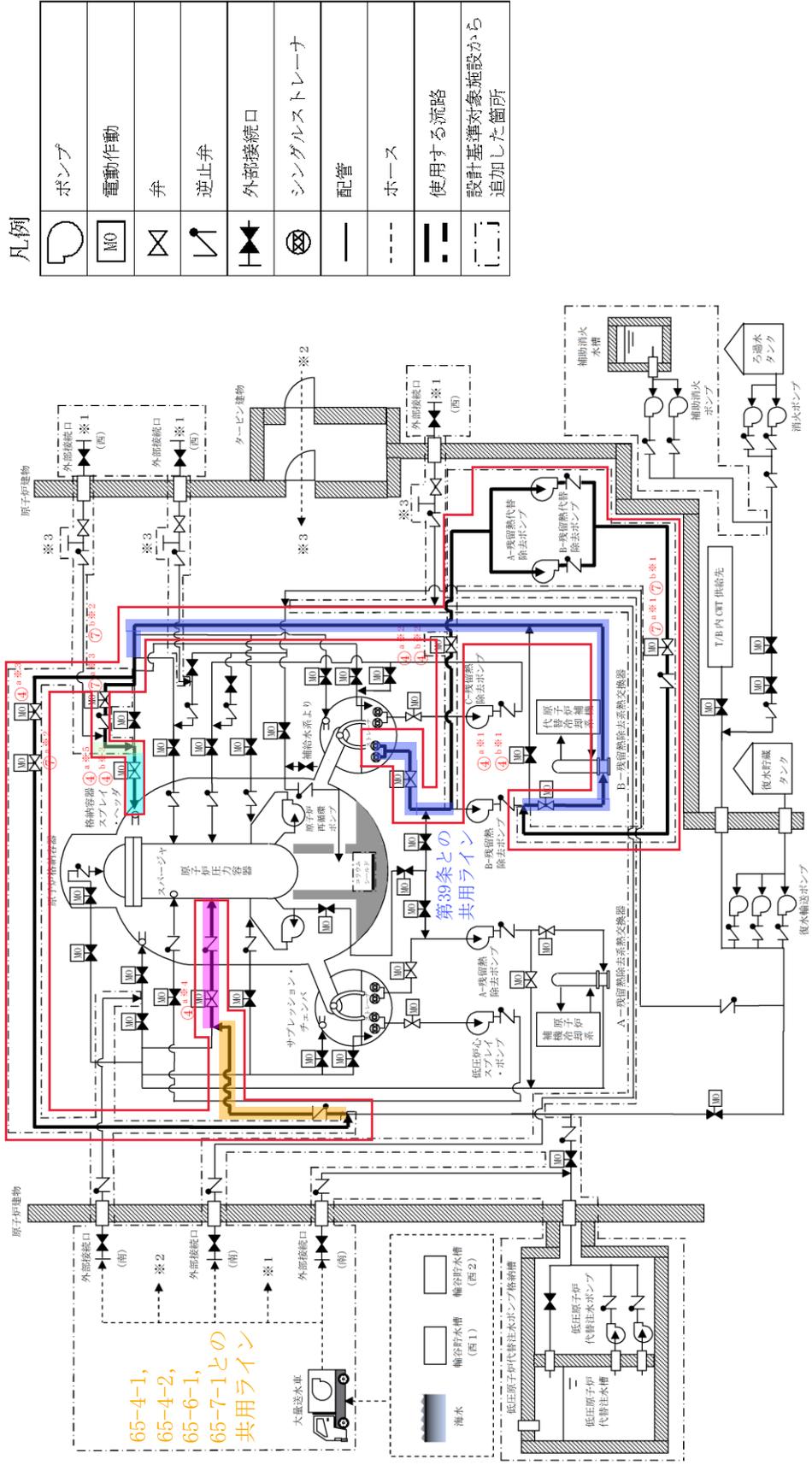
A2. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間に対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

65-5-4の範囲  
赤枠にて示す

65-4-1, 65-4-2, 第39条,  
第40条との共用ライン

65-6-2, 65-7-3, 第39条との共用ライン



凡例

	ポンプ
	電動/作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

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

第1.7-5 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
④ <sup>a※1</sup> ④ <sup>b※1</sup>	B-熱交バイパス弁
④ <sup>a※2</sup> ④ <sup>b※2</sup>	RHR RHRライン入口止め弁
④ <sup>a※3</sup>	RHR A-FLSR連絡ライン止め弁
④ <sup>a※4</sup>	A-RHR注水弁
④ <sup>a※5</sup> ④ <sup>b※3</sup>	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑦ <sup>a※1</sup> ⑦ <sup>b※1</sup>	RHRライン流量調節弁
⑦ <sup>a※2</sup>	RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁
⑦ <sup>a※3</sup> ⑦ <sup>b※2</sup>	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 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を示す。

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

第1.7-5図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

所要数・必要容量  
関連箇所を下線にて示す

個設置し、格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 9.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な原子炉圧力容器への注水流量及び原子炉格納容器へのスプレー流量を有する設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、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に必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉補機代替冷却系での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備 1 セット 1 台と大型送水ポンプ車 1 セット 1 台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車 1 セット 1 台を使用する。移動式代替熱交換設備の保有数は、2 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポン

第9.3-1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1) 残留熱代替除去系

a. 残留熱代替除去ポンプ

台数	: 1 (予備 1)
容量	: 約150m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	: 約70m

b. 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

基数	: 1
伝熱容量	: 約9.1MW

c. 移動式代替熱交換設備

第3.5-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様に記載する。

d. 大型送水ポンプ車

第3.5-1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様に記載する。

(2) 格納容器フィルタベント系

a. 第1ベントフィルタスクラバ容器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・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

個数	4
系統設計流量	約9.8kg/s
放射性物質除去効率	99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して) 99%以上 (無機よう素に対して)

**設定根拠**

**関連箇所を下線にて示す**

4.5.4 残留熱代替除去系

名	称	<u>残留熱代替除去ポンプ</u>				
容	量	m <sup>3</sup> /h/個	<u>□</u> 以上(150)			
揚	程	m	<u>□</u> 以上(70)			
最	高	使用	圧	力	MPa	2.50
最	高	使用	温	度	℃	185
原	動	機	出	力	kW/個	75
個	数	—	2			

**【設 定 根 拠】**

(概 要)

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）として使用する残留熱代替除去ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱代替除去ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱代替除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

S2 補 VI-1-1-5-7 R1

## 【設定根拠】(続き)

## 1. 容量の設定根拠

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(残留熱代替除去系)として使用する残留熱代替除去ポンプの容量は、有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち、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))において、有効性が確認されている容量が  $\square$  m<sup>3</sup>/h (原子炉圧力容器への注水流量が  $\square$  m<sup>3</sup>/h, 原子炉格納容器へのスプレイ流量が  $\square$  m<sup>3</sup>/h) のため、 $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- ① 原子炉圧力容器の注水流量 :  $\square$  m<sup>3</sup>/h  
 事故後  $\square$  時間後の崩壊熱に相当する必要注水量
- ② 原子炉格納容器のスプレイ流量 :  $\square$  m<sup>3</sup>/h  
 重大事故等時の原子炉格納容器スプレイ流量
- ③ ①と②の合計 :  $\square$  m<sup>3</sup>/h

上記から、残留熱代替除去ポンプの容量は、 $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、 $\square$  150m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 揚程の設定根拠

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(残留熱代替除去系)として使用する残留熱代替除去ポンプの揚程は、有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)のうち、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))において、圧力損失が最大となる原子炉格納容器へスプレイする配管ルートにおける静水頭、機器及び配管・弁類圧力損失を基に設定する。

- ① 静水頭 :  $\square$  m  
 (サブプレッションチェンバ水位低 EL  $\square$  ~ 下部スプレイヘッド EL  $\square = \square$ )
- ② 配管・機器圧力損失 :  $\square$  m (既設配管圧損含む)  
 ただし、異物付着無しの状態におけるストレーナ圧損、異物付着による圧損上昇は、残留熱除去系ストレーナの既工事計画書添付書類の算定値と同じとする。
- ③ ①と②の合計 :  $\square$  m

上記から、残留熱代替除去ポンプの揚程は  $\square$  m を上回る  $\square$  m 以上とする。

公称値については、要求される揚程を上回る 70m とする。

保安規定第65条

- 表65-5 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」
  - 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」
  - 「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」
- 65-5-5 「格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

- 添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定
  - (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)
  - (2) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

65-5-5 格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視	格納容器水素濃度および酸素濃度監視設備が動作可能であること

適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動 高温停止	格納容器水素濃度 (B系)	※1
	格納容器水素濃度 (SA)	※1
	格納容器酸素濃度 (B系)	※1
	格納容器酸素濃度 (SA)	※1

※1：第65条(65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ)において運転上の制限等を定める。なお、格納容器酸素濃度(B系)は、第48条(格納容器内の酸素濃度)と兼ねる。動作不能時は、運転上の制限も確認する。

① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十二条(1.9)が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、格納容器水素濃度および酸素濃度監視設備が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十二条(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設備(手順等)」として、炉心の著しい損傷が発生した場合に、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る(手順等を定める)こと。

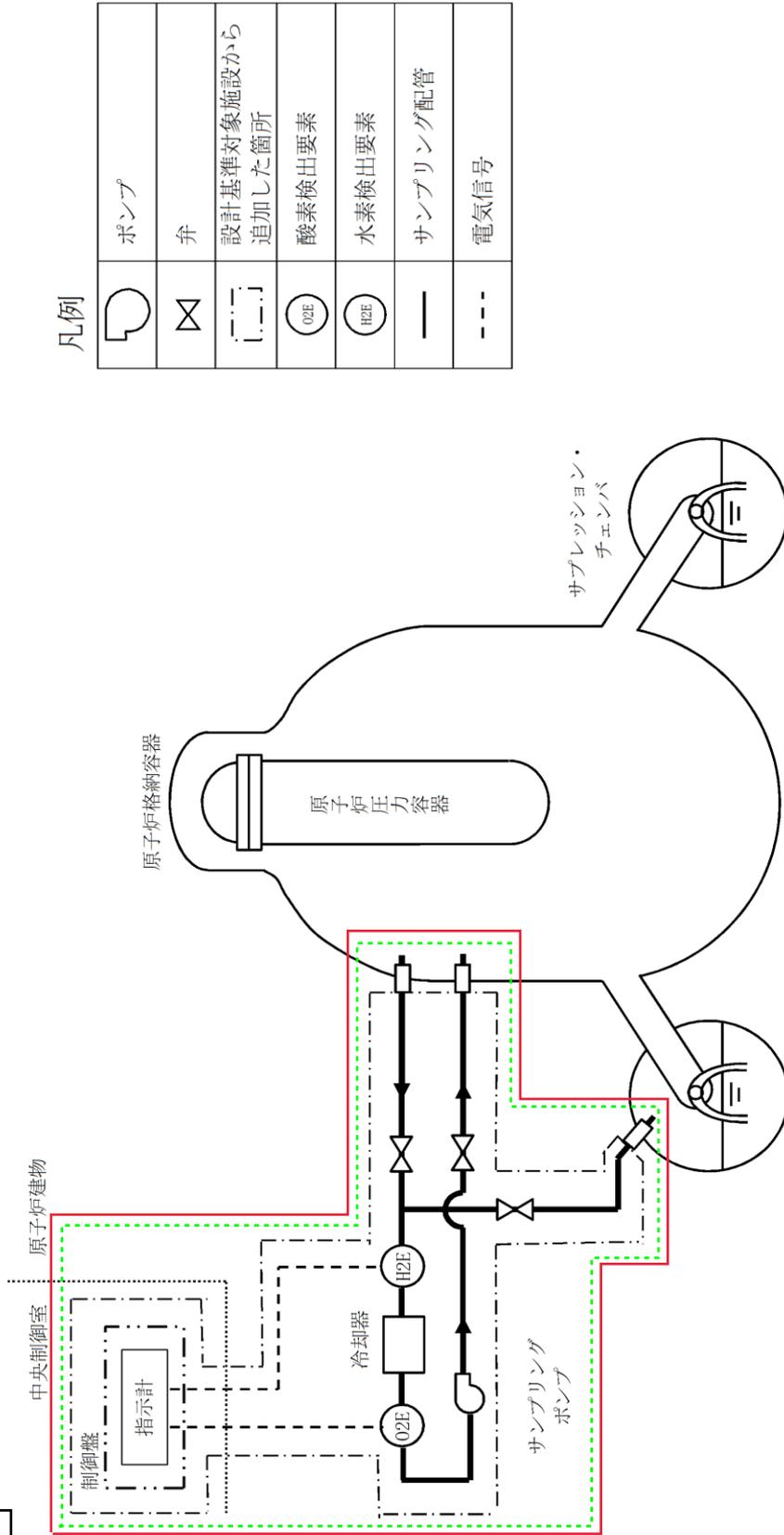
④ 格納容器水素濃度および酸素濃度監視設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発を防止するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 本表について、すべての設備を他表にて運転上の制限等を定めており、確認事項および要求される措置についても他表にて記載していることから、運転上の制限(項目・運転上の制限・適用される原子炉の状態・設備)のみを記載する。

65-5-5の範囲  
赤枠にて示す

65-13-1にて整理



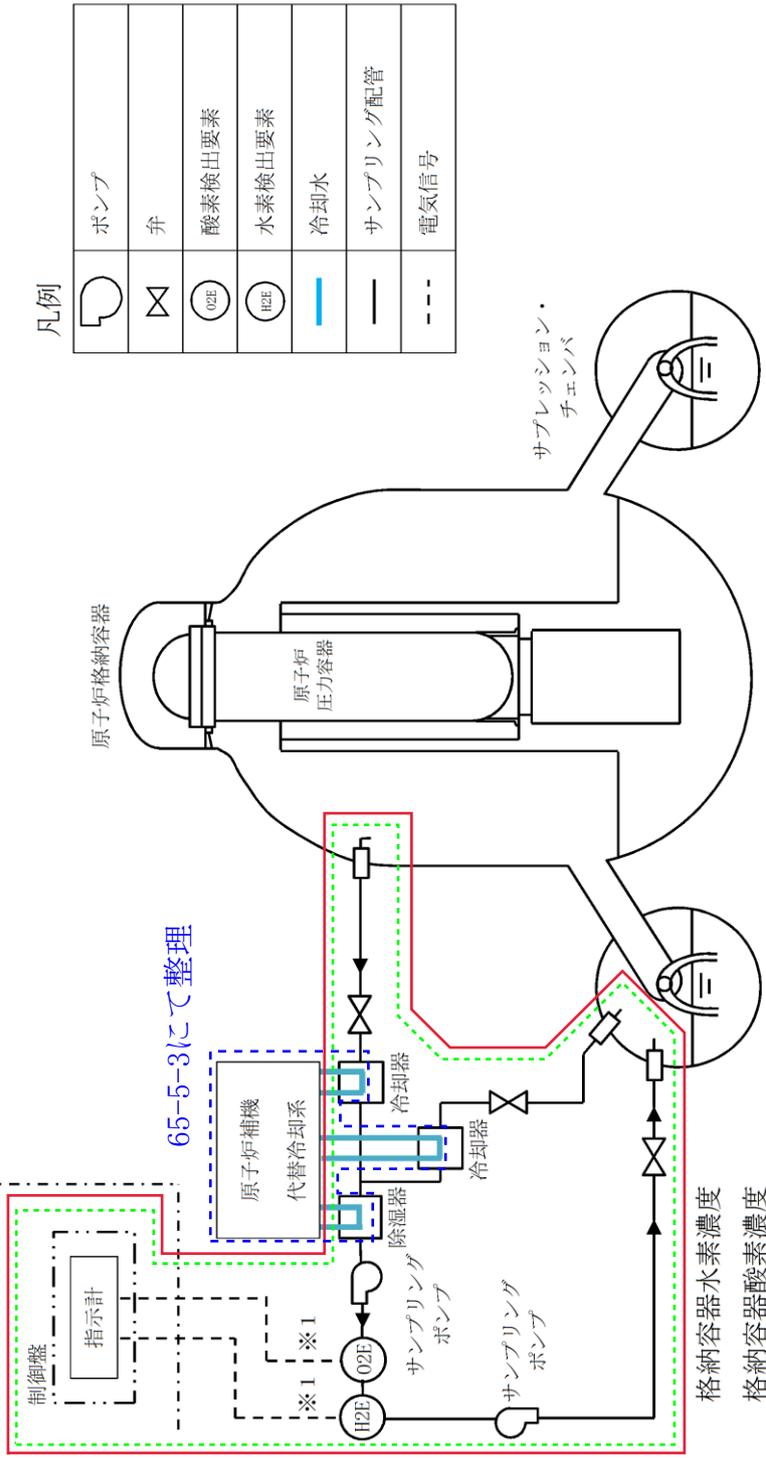
凡例

	ポンプ
	弁
	設計基準対象施設から追加した箇所
	酸素検出要素
	水素検出要素
	サンプリング配管
	電気信号

第1.9-12図 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S 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 概要図

格納容器酸素濃度は第48条と兼ねる  
65-13-1-1にて整理

※1：瞬時値を表示

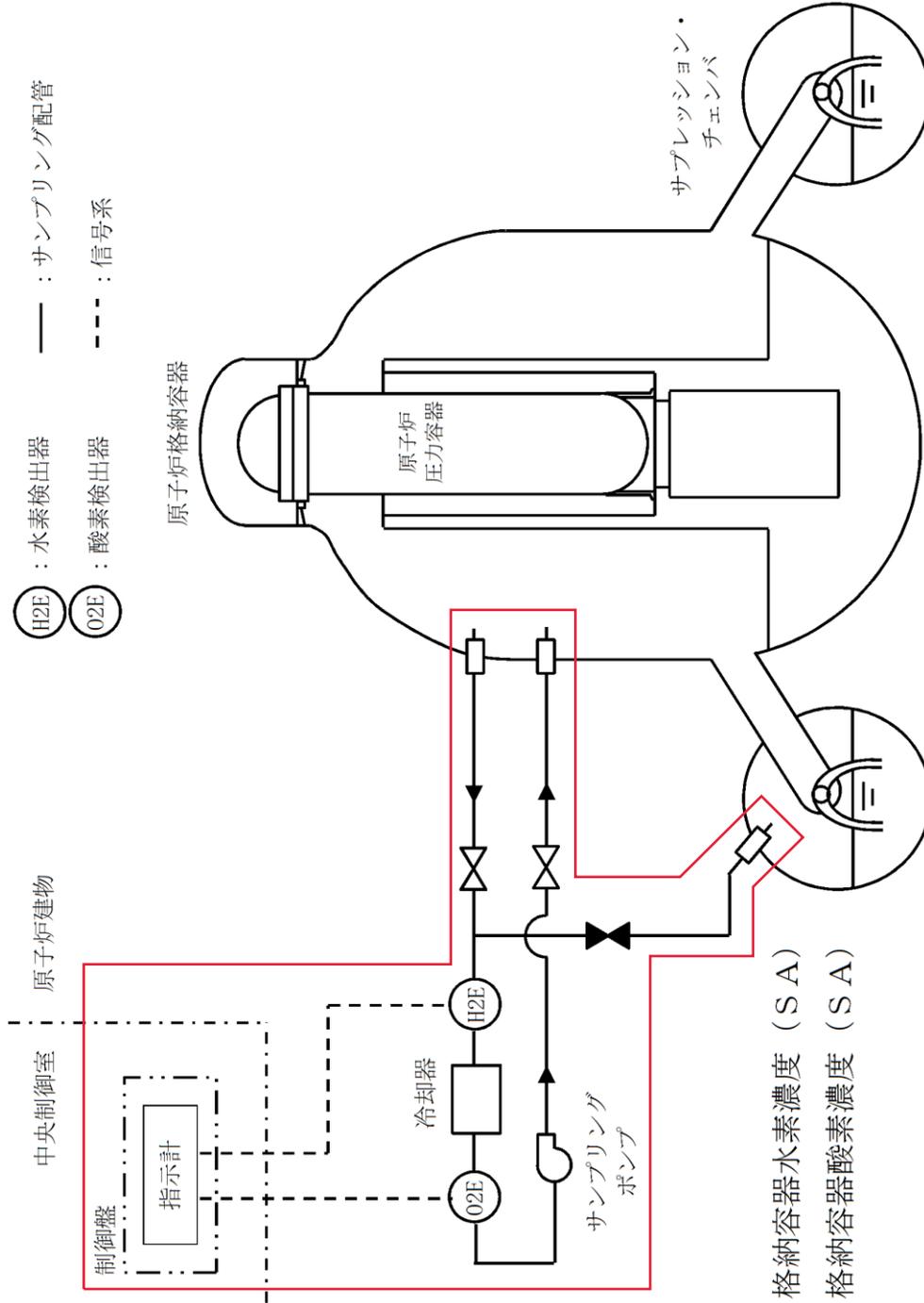


※2系列のうちB系を示す。

第1.9-14図 格納容器内雰囲気計装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 概要図

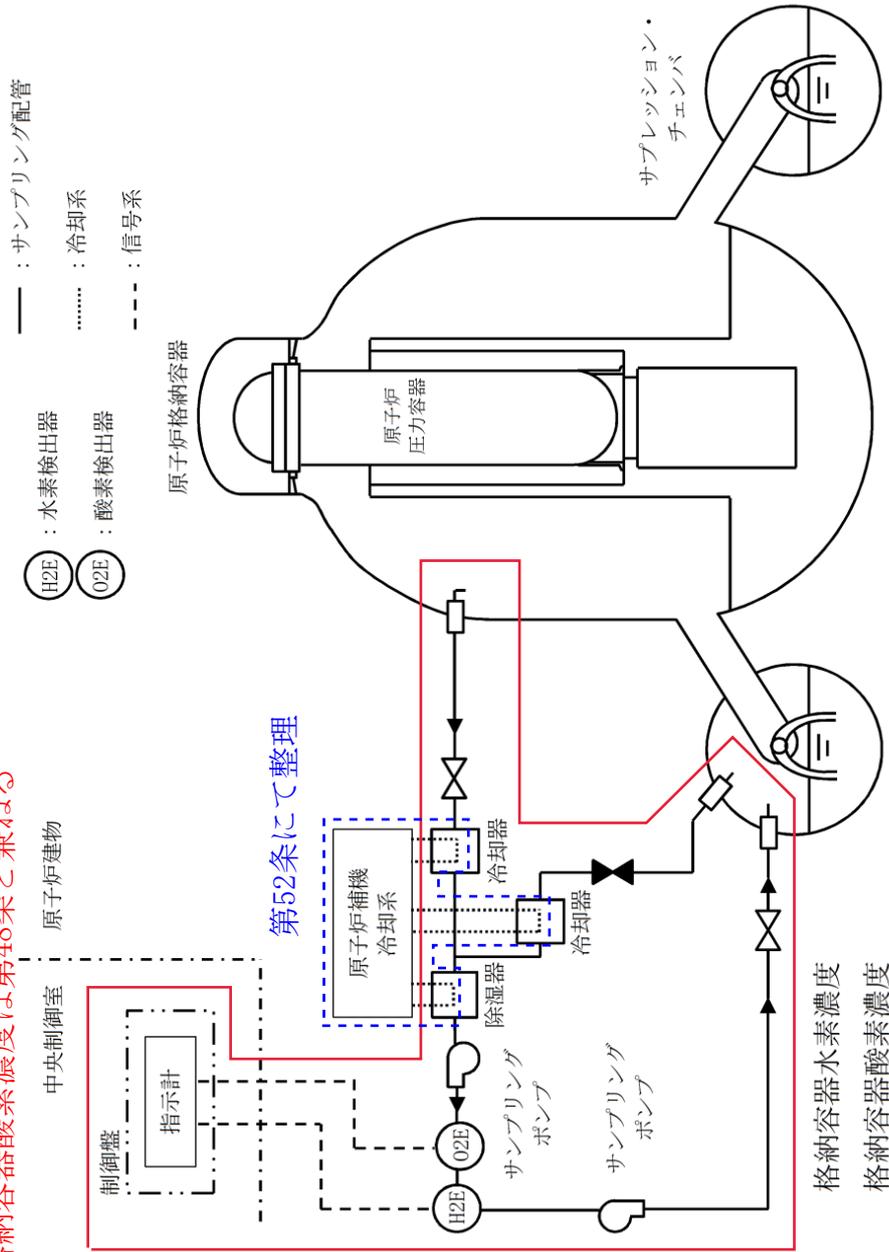
65-5-5の範囲  
赤枠にて示す

運転上の制限は65-13-1にて定める



第9.5-3図 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系統概要図  
(水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備) (1)

運転上の制限は65-13-1にて定める  
格納容器酸素濃度は第48条と兼ねる



※2系列のうちB系を示す。

第9.5-4図 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系統概要図  
(水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備) (2)

保安規定第65条

表65-6 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」

65-6-1 「格納容器代替スプレイ系（常設）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

(4) 設計及び工事計画認可申請書 (系統図)

添付-3 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

保安規定 第65条 条文		記載の説明	備考
表65-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備  65-6-1 格納容器代替スプレイ系 (常設) ①		<p>① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十九条 (1. 6) が該当する。また、技術的能力審査基準1. 13の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、常設重大事故等対処設備である格納容器代替スプレイ系 (常設) が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十九条 (1. 6) 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (手順等)」として、(1) 格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる、(2) 原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設ける (手順等を定める) こと。</li> <li>・技術的能力審査基準1. 13 「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること、及び海その他の水源 (前項の水源を除く) から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。</li> </ul> <p>④ 格納容器代替スプレイ系 (常設) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用することから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 格納容器代替スプレイ系 (常設) は、炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させるため、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の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させるために必要な流量を1台で供給できる設計としていることから、低圧原子炉代替注水ポンプの所要数を1台とする。(添付-2)</p>	
(1) 運転上の制限			
項目 ② 格納容器代替スプレイ系 (常設)	運転上の制限 ③ 格納容器代替スプレイ系 (常設) が動作可能であること ※1※2		
適用される原子炉の状態 ④  運転 起動 高温停止	設備 ⑤ 低圧原子炉代替注水ポンプ※3  低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 代替所内電気設備		所要数 ⑥  1台  ※4 ※5 ※6
※1：必要な弁および配管を含む。 ※2：格納容器代替スプレイ系 (常設) のスプレイラインは、第65条 (65-4-1 低圧原子炉代替注水系 (常設)、65-4-2 低圧原子炉代替注水系 (可搬型)、65-5-4-1 残留熱代替除去系、65-6-1 格納容器代替スプレイ系 (常設)、65-6-2 格納容器代替スプレイ系 (可搬型)、65-7-1 ペデスタル代替注水系 (常設)、65-7-3 格納容器代替スプレイ系 (可搬型)) および第39条 (非常用炉心冷却系その1〔2号炉〕) の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。 ※3：低圧原子炉代替注水ポンプは、第65条 (65-4-1 低圧原子炉代替注水系 (常設)、65-6-1 格納容器代替スプレイ系 (常設) および65-7-1 ペデスタル代替注水系 (常設)) の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。 ※4：第65条 (65-11-1 重大事故等収束のための水源) において運転上の制限等を定める。 ※5：第65条 (65-12-1 常設代替交流電源設備) において運転上の制限等を定める。 ※6：第65条 (65-12-5 代替所内電気設備) において運転上の制限等を定める。			

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m 以上で、流量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h 以上であることを確認する。	定事検停止時	課長 (原子炉)
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、FLSR注水隔離弁、残留熱除去系A系におけるA-RHRドライウエル第1スプレイ弁およびA-RHRドライウエル第2スプレイ弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1箇月に1回	当直長

- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)
- a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)  
項目1が該当。  
定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。  
確認する流量および揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。なお、流量についてはミニマムフローライン分岐後に流量計が設置されていることから、ミニマムフローライン流量分を設計及び工事計画認可申請書の設計確認値から差引いた流量とする。(添付-2)
- b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)  
項目2,3が該当。  
弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、格納容器代替スプレイ系(常設)におけるFLSR注水隔離弁および残留熱除去系A系におけるA-RHRドライウエル第1スプレイ弁およびA-RHRドライウエル第2スプレイ弁を対象とする。  
頻度は、設計基準事故対処設備のサーベイレランス頻度と同等とし、1箇月に1回、動作確認を実施する。

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器代替スプレイス(常設)が動作不能の場合	<p>⑧ A1. 当直長は、格納容器冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※7</sup>とともに、その他設備<sup>※8</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 課長(原子炉)は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに   3日間   30日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	24時間 36時間

※7：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※8：起動した格納容器冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機1台(高圧炉心スプレイスディーゼル発電機を除く。)をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※9：格納容器代替スプレイス(可搬型)をいう。(時間短縮の補完措置を含む。)

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。  
格納容器代替スプレイス(常設)は、1N要求設備であるため、動作可能な系列数が1N未満になった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))

A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である格納容器冷却系(非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイスディーゼル発電機を除く。))を含む。)が該当する。

A2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した「格納容器代替スプレイス(可搬型)」が該当し、完了時間是对応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。

【必要流量】  
格納容器代替スプレイス(可搬型)は、格納容器代替スプレイス(常設)と同様に「 $\square$  m<sup>3</sup>/h」以上の注水流量を有する。

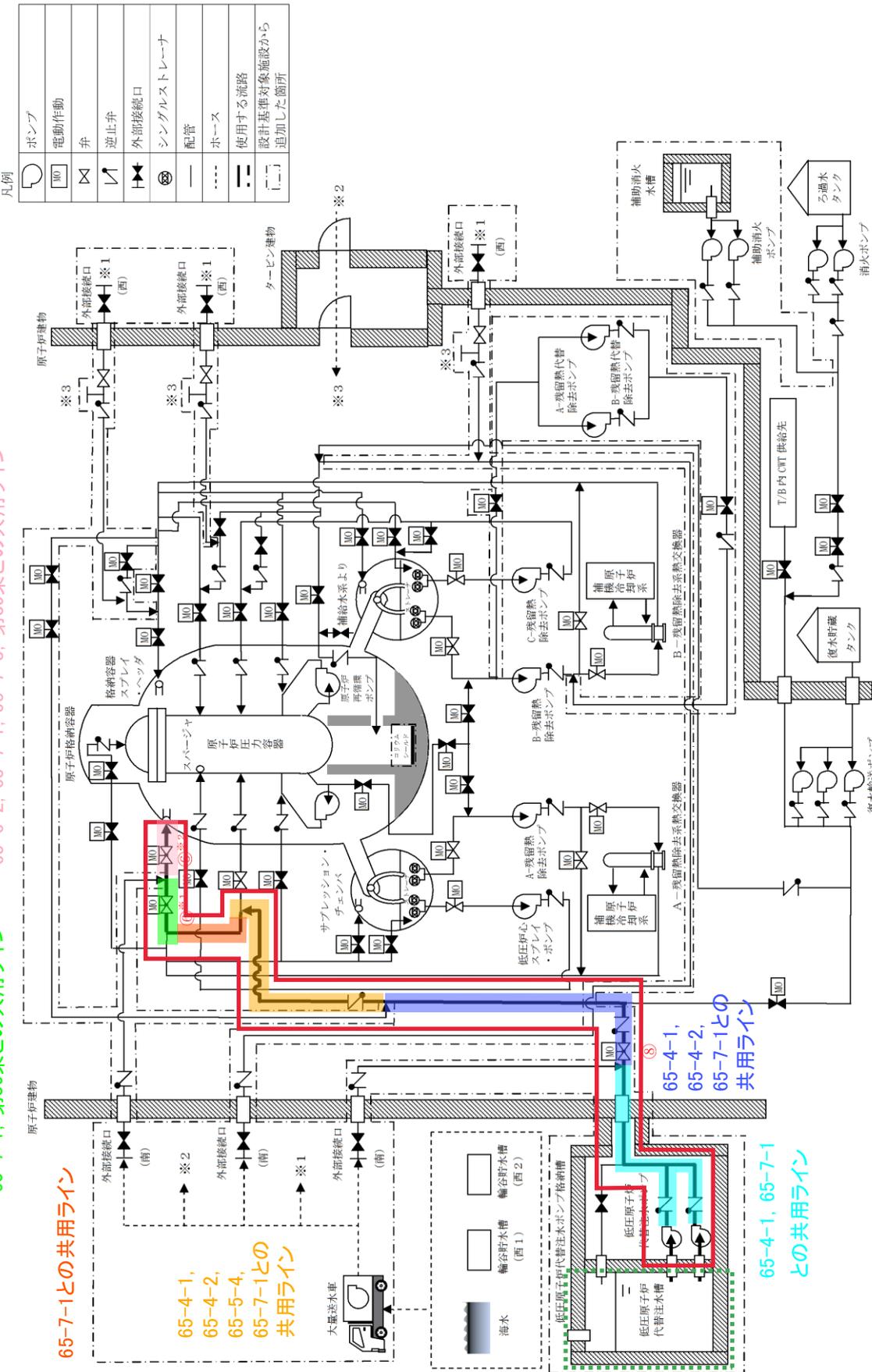
【準備時間】  
格納容器代替スプレイス(常設)の準備時間が約30分に対して、格納容器代替スプレイス(可搬型)の準備時間が約2時間10分要することから、事前準備等による時間短縮の補完措置を行い、30分以内に注水開始可能な体制を整える。  
(添付-3)

A3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

65-6-1の範囲  
赤枠にて示す

65-7-1, 第39条との共用ライン  
65-6-2, 65-7-1, 65-7-3, 第39条との共用ライン



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

第1.6-9 図 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑥ <sup>*1</sup>	A-RHR ドライウエル第1 スプレイ弁
⑥ <sup>*2</sup>	A-RHR ドライウエル第2 スプレイ弁
⑧	FLSR 注水隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.6-9 図 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図 (2/2)

大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、独立性及び位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

#### 9.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、通常時は大量送水車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有するものを1セット1台使用する。

保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

また、大量送水車は、想定される重大事故等時において、格納容器代替

スプレイ系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

#### 9.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

#### 9.2.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に

## 第9.2-1表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

## (1) 格納容器代替スプレイ系（常設）

## a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

第5.6-1表 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設備の主要機器仕様に記載する。

## (2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

## a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

第5.6-1表 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  
設備の主要機器仕様

(1) 低圧原子炉代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数 1（予備1）

容 量 約230m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 約190m

(2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

5.5 低圧原子炉代替注水系

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<u> </u> 以上, <u> </u> 以上, <u> </u> 以上(230)
揚 程	m	<u> </u> 以上, <u> </u> 以上, <u> </u> 以上(190)
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	210
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が損失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、運転中の重大事故等時において、残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプの故障等により原子炉を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため設置する。

系統構成は、運転中の重大事故等時において、残留熱除去ポンプの故障等により原子炉格納容器を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を經由してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ

**【設 定 根 拠】**（続き）

ることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペダスタル代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を經由してドライウェルスプレイ管から原子炉格納容器内にスプレイすることで、原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

## 【設定根拠】(続き)

## 1. 容量の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

- (1) 原子炉注水必要容量：m<sup>3</sup>/h/個以上，m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が損失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、原子炉に冷却材を供給することで炉心崩壊熱を除去する場合に、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」）において有効性が確認されている原子炉への注水流量は、原子炉圧力 MPa 時において m<sup>3</sup>/h、原子炉圧力 MPa 時において m<sup>3</sup>/h のため m<sup>3</sup>/h/個以上，m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- (2) 格納容器スプレイ及びペDESTAL注水必要容量：m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器代替スプレイ系，ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器にスプレイ及びペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、原子炉格納容器内にスプレイし原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、ペDESTALに蓄水することで熔融炉心の崩壊熱を除去する場合に、重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、各事故シーケンスで有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ及びペDESTALへの注水流量が m<sup>3</sup>/h のため m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- (3) 低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量（ミニマムフロー流量）：m<sup>3</sup>/h/個

上記から、低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)及び(2)の必要容量に(3)を加えた容量とし、m<sup>3</sup>/h/個以上，m<sup>3</sup>/h/個以上，m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、230m<sup>3</sup>/h/個とする。

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

・原子炉注水必要揚程

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧原子炉代替注水系)又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(低圧原子炉代替注水系)として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉に  $\square$  m<sup>3</sup>/h 及び  $\square$  m<sup>3</sup>/h で注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。なお、原子炉圧力  $\square$  MPa 及び  $\square$  MPa については、有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、有効性が確認されている圧力である。

(1) 原子炉圧力  $\square$  MPa 時

① 原子炉と水源の圧力差 :  $\square$  m

$$\square \times 10^6 / (992 \times 9.80665) = \square \div \square \text{ m}$$

$\square$  MPa : 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

密度 : 992kg/m<sup>3</sup> (40℃, 飽和圧力)

② 静水頭 :  $\square$  m

低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL  $\square$  ~ 低圧注水ノズル EL  $\square$

③ 配管・機器圧力損失 :  $\square$  m

機器圧力損失 :  $\square$  m

配管・弁圧力損失 :  $\square$  m

合計  $\square$  m

④ ①~③の合計(m) :  $\square$  m

上記から、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として原子炉圧力  $\square$  MPa 時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 $\square$  m を上回る  $\square$  m 以上とする。

(2) 原子炉圧力  $\square$  MPa 時

① 原子炉と水源の圧力差 :  $\square$  m

$\square$  MPa : 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

② 静水頭 :  $\square$  m

低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL  $\square$  ~ 低圧注水ノズル EL  $\square$

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

【設定根拠】(続き)

- ③ 配管・機器圧力損失 :  m  
 機器圧力損失 :  m  
 配管・弁圧力損失 :  m  


---

 合計  m
- ④ ①～③の合計(m) :  m

上記から、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として原子炉圧力  MPa 時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m を上回る  m 以上とする。

・格納容器スプレイ及びペDESTAL注水必要揚程

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器代替スプレイ系，ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器にスプレイ及びペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉格納容器に  m<sup>3</sup>/h でスプレイする場合の水源地と移送先の圧力差，静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。

- ① 原子炉格納容器と水源地の圧力差 :  m  

$$\frac{\text{} \times 10^6}{(992 \times 9.80665)} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \text{ m}$$
 密度：992kg/m<sup>3</sup> (40℃，飽和圧力)
- ② 静水頭 :  m  
 低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL  ～ドライウェル上部スプレイ管 EL
- ③ 配管・機器圧力損失 :  m  
 機器圧力損失 :  m  
 配管・弁圧力損失 :  m  


---

 合計  m
- ④ ①～③の合計(m) :  m

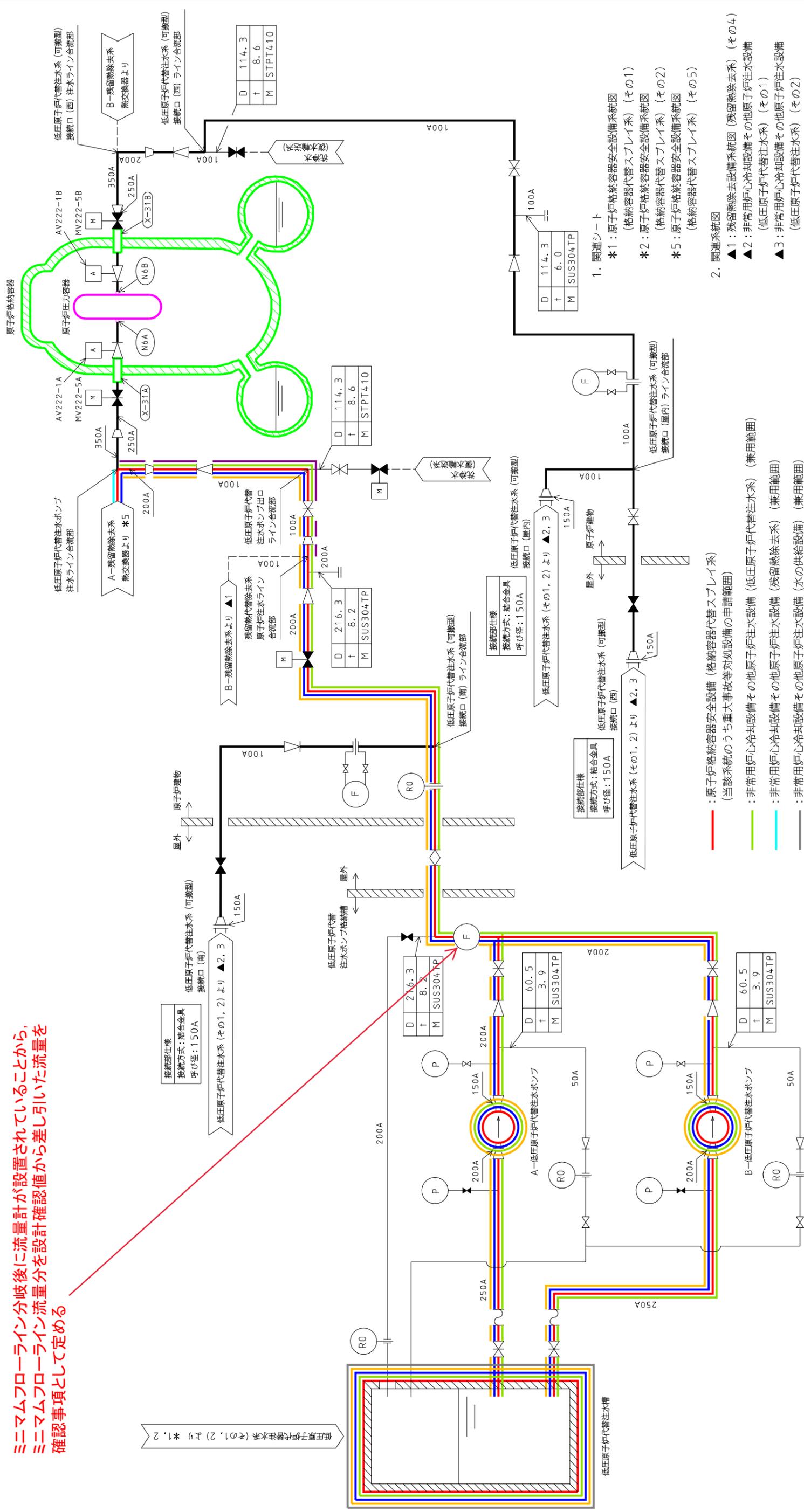
上記から、原子炉冷却系統施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m を上回る  m 以上とする。

公称値については、190m とする。

S2 補 VI-1-1-5-3 RI

65-6-1)に関連する内容を赤字、赤矢印で示す

ミニマムフローライン分岐後に流量計が設置されていることから、  
ミニマムフローライン流量分を設計確認値から差し引いた流量を  
確認事項として定める



1. 関連シート
- \*1: 原子炉格納容器安全設備系統図 (格納容器代替スプレイ系) (その1)
  - \*2: 原子炉格納容器安全設備系統図 (格納容器代替スプレイ系) (その2)
  - \*5: 原子炉格納容器安全設備系統図 (格納容器代替スプレイ系) (その5)
2. 関連系統図
- ▲1: 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その4)
  - ▲2: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧原子炉代替注水系) (その1)
  - ▲3: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧原子炉代替注水系) (その2)

- (赤) : 原子炉格納容器安全設備 (格納容器代替スプレイ系) (当該系統のうち重大事故等対処設備の申請範囲)
- (緑) : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- (青) : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (残留熱除去系) (兼用範囲)
- (黒) : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (水の供給設備) (兼用範囲)
- (紫) : 原子炉格納容器安全設備 (ベデスタル代替注水系) (兼用範囲)
- (黄) : 原子炉格納容器安全設備 (残留熱代替除去系) (兼用範囲)
- (橙) : 原子炉格納容器安全設備 (低圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- (緑) : 原子炉格納施設 (原子炉格納容器)
- (紫) : 原子炉本体 (原子炉压力容器)

3. 校管仕様表説明

	外径	mm
D		
	厚さ	mm
t		
	材料	
M		

工事計画認可申請 第8-3-2-3-3-4号

島根原子力発電所 第2号機

名称 原子炉格納容器安全設備系統図 (格納容器代替スプレイ系) (その4) (重大事故等対処設備)

中国電力株式会社

同等な機能を有することの説明  
関連箇所を赤枠にて示す

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
格納容器代替スプレイス系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイス (SA電源切替盤を使用した場合)	要員 (敬)	格納容器代替スプレイス系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイス 30分							
	中央制御室運転員A	電源確認							
		ポンプ起動, 系統構成, スプレイス操作							
		移動, SA電源切替盤操作 (A系)							
現場運転員B, C									

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
格納容器代替スプレイス系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイス (非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合)	要員 (敬)	格納容器代替スプレイス系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイス 45分							
	中央制御室運転員A	C/C C系不要負荷切り離し							
		非常用コントロールセンター切替盤操作 (A系)							
		電源確認							
現場運転員B, C									

第 1.6-10 図 格納容器代替スプレイス系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイス タイムチャート

事前準備により時間短縮

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考									
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200	
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 原子炉格納容器内へのスプレイス 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	要員(数) 緊急時対策要員	格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 2時間10分 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】																					
		緊急時対策所へ第4保管エリア移動 ※1 車両健全性確認(ホース取組車) 送水準備(ホース敷設) 送水準備(送水ヘッダへ機内接続口) 送水準備(ホース敷設) 送水準備(ホース敷設) 大量送水車起動、スプレイス開始																					
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 原子炉格納容器内へのスプレイス 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	緊急時対策要員	緊急時対策所へ第3保管エリア移動 ※2 車両健全性確認(大量送水車、ホース取組車) 大量送水車取組 送水準備 送水準備(ホース敷設)																					
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 原子炉格納容器内へのスプレイス 【取水箇所周辺作業】 大量送水車取組、ホース運搬・敷設、注水操作等	緊急時対策要員	大量送水車取組、スプレイス開始																					

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考									
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200	
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 原子炉格納容器内へのスプレイス 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合】	要員(数) 緊急時対策要員	格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 3時間10分 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合】																					
		緊急時対策所へ第4保管エリア移動 ※1 車両健全性確認(ホース取組車) ホース積込み、運搬 送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続) 送水準備(送水ヘッダへ機内接続口)																					
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 原子炉格納容器内へのスプレイス 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合】	緊急時対策要員	緊急時対策所へ第3保管エリア移動 ※2 車両健全性確認(大量送水車、ホース取組車) 送水準備(ホース敷設) 大量送水車取組 大量送水車取組、スプレイス開始																					

※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。  
 ※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.6-16 図 格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス(淡水/海水) タイムチャート(2/2)

保安規定第 6 5 条

表 6 5 - 6 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」

6 5 - 6 - 2 「格納容器代替スプレイ系（可搬型）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付 - 1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付 - 2 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

65-6-2 格納容器代替スプレイス系（可搬型） ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
格納容器代替スプレイス系（可搬型）	格納容器代替スプレイス系（可搬型）が動作可能であること*1*2

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転	大量送水車	※3
起動	燃料補給設備	※4
高温停止	常設代替交流電源設備	※5
	可搬型代替交流電源設備	※6
	代替所内電気設備	※7

※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む。）ができることをいう。

※2：格納容器代替スプレイス系（可搬型）のスプレイスラインは、第65条（65-6-1 格納容器代替スプレイス系（可搬型））、第65条（65-7-1 ペダスタル代替注水系（常設））、第65条（65-7-3 格納容器代替スプレイス系（可搬型））、第65条（65-5-4 残留熱代替除去系）および第39条（非常用炉心冷却系その1〔2号炉〕）の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。

※3：第65条（65-19-1 大量送水車）において運転上の制限等を定める。

※4：第65条（65-12-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。

※5：第65条（65-12-1 常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※6：第65条（65-12-2 可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※7：第65条（65-12-5 代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十九条（1.6）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、可搬型重大事故等対処設備である格納容器代替スプレイス系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（11））

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十九条（1.6）

「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（手順等）」として、（1）格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる、（2）原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

- ・技術的能力審査基準1.13

「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること、及び海その他の水源（前項の水源を除く）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ 格納容器代替スプレイス系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（11））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 本表について、すべての設備の運転上の制限を他表にて定めているが、運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として、要求される措置を記載する。

<参考>大量送水車

大量送水車が下記の性能を満足していることの確認行為は、「65-19-1 大量送水車」に記載する。

大量送水車を重大事故等時において、格納容器スプレイス時に使用する場合の容量および吐出圧力を以下に示す。

【必要容量】

炉心損傷防止対策の有効性評価解析（設置変更許可申請書添付十）のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、

「全交流動力電源喪失 (TBD)」、全交流動力電源喪失 (TBP)」、「崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」、「LOCA時注水機能喪失」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」、「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」または「溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が 120m<sup>3</sup>/h であることから、120m<sup>3</sup>/h 以上とする。  
また、上記同様の有効性評価解析において原子炉圧力容器への注水および原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が 30m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が 120m<sup>3</sup>/h であることから 150m<sup>3</sup>/h 以上とする。

【吐出圧力】

必要吐出圧力が最大となる格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (南) を使用する場合は、水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器および配管・弁類圧損を基に吐出圧力は、1.38MPa [gage] 以上とする。

また、原子炉圧力容器への注水および原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合は、吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系および格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (南) を使用する場合は、水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器および配管・弁類圧損を基に 1.44MPa [gage] 以上とする。

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針

4. 2)

a. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における B-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁を対象とする。

頻度は、設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし、1 箇月に 1 回、動作確認を実施する。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。

原子炉の状態が運転、起動および高温停止においては、2 N 要求設備である大量送水車が 1 N 未済となった場合は当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成 (接続口を含む) ができない場合 (条件 A) は、当該系統の機能を満足できないことから条件として記載する。

⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 3 (2), (3))

A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書 (添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である格納容器冷却系 (非常用ドライウェル発電機 (高圧炉心スプレイ系ドライウェル発電機を除く。) 含む。) が該当する。

A2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は技術的能力で整理した格納容器代

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、B-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1 箇月に 1 回	当直長

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) が動作不能の場合	<p>要求される措置 ⑨</p> <p>A1. 当直長は、格納容器冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する*8 とともに、その他設備*9 が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*10 が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 課長 (原子炉) は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>3 0 日間</p>
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>2 4 時間</p> <p>3 6 時間</p>

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考
<p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※9：起動した格納容器冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイスprayイーゼル発電機を除く。）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：格納容器代替スプレイ系（常設）をいう。</p>	<p>記載の説明</p> <p>替スプレイ系（常設）が該当し、完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p> <p>A3. 当該系統を復旧する。完了時間は当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p><b>【必要容量】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器代替スプレイ系（常設）は「<input type="text"/> m<sup>3</sup>/h」以上のスプレイ流量を有する。</li> </ul> <p><b>【準備時間】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器代替スプレイ系（常設）は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。（添付ー2）</li> </ul>	



操作手順	弁名称
⑤ <sup>a</sup>	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑤ <sup>b</sup> , ⑤ <sup>c</sup>	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑧ <sup>a</sup>	ACSS A-注水ライン流量調整弁
⑧ <sup>b</sup>	ACSS B-注水ライン流量調整弁
⑧ <sup>c</sup>	ACSS B-注水ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 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 1.6-15 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 概要図  
(交流電源が確保されている場合) (2/2)



操作手順	弁名称
⑤ <sup>a</sup>	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑤ <sup>b</sup> , ⑤ <sup>c</sup>	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑧ <sup>a</sup>	ACSS A-注水ライン流量調整弁
⑧ <sup>b</sup>	ACSS B-注水ライン流量調整弁
⑧ <sup>c</sup>	ACSS B-注水ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 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 1.6-17 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 概要図  
(全交流動力電源が喪失している場合) (2/2)

同等な機能を有することの説明(準備時間)  
 関連箇所を赤枠にて示す

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 原子炉格納容器内へのスプレイス 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	要員(敬) 緊急時対策要員	格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 2時間10分 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】																				
		緊急時対策所へ第4保管エリア移動 ※1 車両健全性確認(ホース取組車) 送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続) 送水準備(送水ヘッダへ機材接続口)	6																			
緊急時対策所へ第3保管エリア移動 ※2 車両健全性確認(大量送水車、ホース取組車) 大量送水車配置 送水準備(ホース敷設) 大量送水車起動、スプレイス開始	6																					

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 原子炉格納容器内へのスプレイス 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合】	要員(敬) 緊急時対策要員	格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス 3時間10分 【格納容器代替スプレイス系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合】																				
		緊急時対策所へ第4保管エリア移動 ※1 車両健全性確認(ホース取組車) ホース積込み、運搬 送水準備(送水ヘッダ及び送水ヘッダ接続) 送水準備(送水ヘッダへ室内接続口)	6																			
緊急時対策所へ第3保管エリア移動 ※2 車両健全性確認(大量送水車、ホース取組車) 送水準備(ホース敷設) 大量送水車配置 大量送水車起動、スプレイス開始	6																					

※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。  
 ※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.6-16 図 格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス(淡水/海水)  
 タイムチャート(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ (SA電源切替盤を使用した場合)	要員 (敬)	格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 30分							
	中央制御室運転員A	電源確認							
	1	ポンプ起動, 系統構成, スプレイ操作							
	2	移動, SA電源切替盤操作 (A系)							

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ (非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合)	要員 (敬)	格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 45分							
	中央制御室運転員A	C/C C系不要負荷切り離し							
	1	非常用コントロールセンター切替盤操作 (A系)	電源確認						
	2	移動, C/C C系不要負荷切り離し							

第 1.6-10 図 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート

保安規定第65条

表65-7 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」

65-7-1 「ペDESTAL代替注水系（常設）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

(4) 設計及び工事計画認可申請書 (系統図)

添付-3 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

表65-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

65-7-1 ペDESTアル代替注水系 (常設) ①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
ペDESTアル代替注水系 (常設)	ペDESTアル代替注水系 (常設) が動作可能であること※1※2
適用される原子炉の状態④	設備⑤ 所要数⑥
運転	低圧原子炉代替注水ポンプ※3 1台
起動	低圧原子炉代替注水槽 ※4
高温停止	常設代替交流電源設備 ※5 代替所内電気設備 ※6

※1：必要な弁および配管を含む。

※2：ペDESTアル代替注水系 (常設) の注水ラインは、第65条 (65-4-1 低圧原子炉代替注水系 (常設), 65-4-2 低圧原子炉代替注水系 (可搬型), 65-5-4 残留熱代替除去系, 65-6-1 格納容器代替スプレイス (常設), 65-6-2 格納容器代替スプレイス (可搬型), 65-7-1 ペDESTアル代替注水系 (常設), 65-7-3 格納容器代替スプレイス系 (可搬型)) および第39条 (非常用炉心冷却系その1 [2号炉]) の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。

※3：低圧原子炉代替注水ポンプは、第65条 (65-4-1 低圧原子炉代替注水系 (常設), 65-6-1 格納容器代替スプレイス系 (常設) および65-7-1 ペDESTアル代替注水系 (常設)) の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。

※4：第65条 (65-11-1 重大事故等収束のための水源) において運転上の制限等を定める。

※5：第65条 (65-12-1 常設代替交流電源設備) において運転上の制限等を定める。

※6：第65条 (65-12-5 代替所内電気設備) において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十一条 (1.8) が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、常設重大事故等対処設備であるペDESTアル代替注水系 (常設) が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3 (1))

- ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十一条 (1.8) 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 (手順等)」として、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下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける (手順等を定める) こと。

- ・技術的能力審査基準1.13 「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること、及び海その他の水源 (前項の水源を除く) から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ ペDESTアル代替注水系 (常設) 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であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3 (1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ ペDESTアル代替注水系 (常設) 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流量を1台で供給できる設計としていることから、低圧原子炉代替注水ポンプの所要数を1台とする。(添付-2)

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

(2) 確認事項

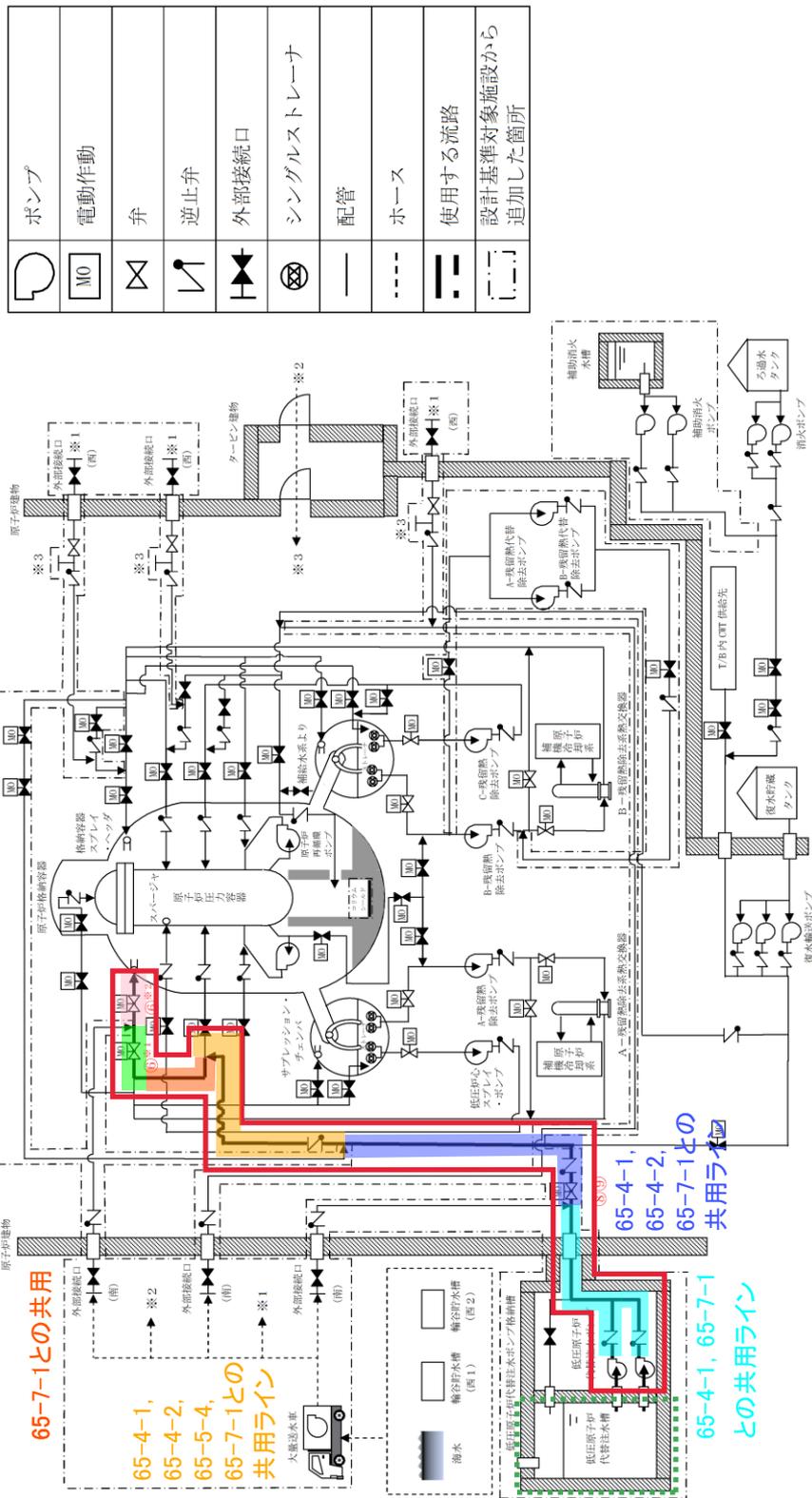
項目 ⑦	頻度	担当
1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="checkbox"/> m 以上で、流量が <input type="checkbox"/> m <sup>3</sup> /h 以上であることを確認する。	定事検停止時	課長 (原子炉)
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。	1 箇月に 1 回	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、F L S R 注水隔離弁、残留熱除去系 A 系における A-R H R ドライウエル第 1 スプレイ弁および A-R H R ドライウエル第 2 スプレイ弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1 箇月に 1 回	当直長

- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 2)
- a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。)
- 項目 1 が該当。  
定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。  
確認する流量および揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。なお、流量についてはミニマムフローライン分岐後に流量計が設置されていることから、ミニマムフローライン流量分を設計及び工事計画認可申請書の設計確認値から差引いた流量とする。(添付-2)
- b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)
- 項目 2, 3 が該当。  
弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、ペデスタル代替注水系 (常設) における F L S R 注水隔離弁および残留熱除去系 A 系における A-R H R ドライウエル第 1 スプレイ弁および A-R H R ドライウエル第 2 スプレイ弁を対象とする。  
設計基準準事故対処設備のサーベイレインズ頻度と同等とし、1 箇月に 1 回、動作確認を実施する。

保安規定 第65条 条文		記載の説明	備考										
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件 ⑧</th> <th>要求される措置 ⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. ペDESTAL代替注水系（常設）が動作不能の場合</td> <td> <p>A1. 当直長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※7とともに、その他設備※8が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長および課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※9が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td>速やかに  3日間  30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td> <p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする</p> </td> <td>24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※7：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。  ※8：非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。  ※9：ペDESTAL代替注水系（可搬型）または格納容器代替スプレイ系（可搬型）をいう。（時間短縮の補充措置を含む。）</p>				条 件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間	A. ペDESTAL代替注水系（常設）が動作不能の場合	<p>A1. 当直長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※7とともに、その他設備※8が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長および課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※9が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに  3日間  30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする</p>	24時間  36時間	<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。ペDESTAL代替注水系（常設）は、1N要求設備であるため、動作可能な系列数が1N未満になった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)）</p> <p>A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。ペDESTAL代替注水系（常設）は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。そのため、その目的に応じて対応する設計基準事故対処設備の完了時間を参考として設定する。ペDESTAL代替注水系（常設）に期待する機能は、「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、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することである。低圧注水系の機能が健全であれば、炉心の著しい損傷への進展を防止できる。従って、対応する設計基準事故対処設備としては、炉心の冷却に寄与する低圧注水系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）含む。）を設定する。</p> <p>A2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理したペDESTAL代替注水系（可搬型）および格納容器代替スプレイ系（可搬型）が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p> <p>【必要流量】 ペDESTAL代替注水系（可搬型）および格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、ペDESTAL代替注水系（常設）と同様に「<input type="text"/> m<sup>3</sup>/h」以上の注水流量を有する。</p> <p>【準備時間】 ペDESTAL代替注水系（常設）の準備時間が約30分に対して、ペDESTAL代替注水系（可搬型）および格納容器代替スプレイ系（可搬型）の準備時間は約2時間10分要することから、事前準備等による時間短縮の補充措置を行い、30分以内に注水可能な体制を整える。（添付-3）</p> <p>A3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
条 件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間											
A. ペDESTAL代替注水系（常設）が動作不能の場合	<p>A1. 当直長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※7とともに、その他設備※8が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長および課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※9が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに  3日間  30日間											
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする</p>	24時間  36時間											

65-7-1の範囲  
赤枠にて示す

65-7-1, 第39条との共用ライン  
65-6-2, 65-7-1, 65-7-3, 第39条との共用ライン



\* ) ! 98.6 %

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

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

第1.8-5図 ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑥※1	A-RHR ドライウエェル第1スプレイ弁
⑥※2	A-RHR ドライウエェル第2スプレイ弁
⑧⑨	FLSR 注水隔離弁

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

第1.8-5図 ペDESTアル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/2)

設けることで、原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル床ドレンサンプの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検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心が、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへ流入することを抑制するために必要な厚さを有する設計とする。

#### 9.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、ペDESTAL代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

<b>設備仕様</b> <b>関連箇所を赤枠にて示す</b>
-----------------------------------

## 第9.4-1表 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様

- |   |          |       |     |          |
|---|----------|-------|-----|----------|
| <p>(1) ペDESTAL代替注水系（常設）</p> <p>a. 低圧原子炉代替注水ポンプ</p> <p>第5.6-1表 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設備の主要機器仕様に記載する。</p>      |          |       |     |          |
| <p>(2) ペDESTAL代替注水系（可搬型）</p> <p>a. 大量送水車</p> <p>第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>                              |          |       |     |          |
| <p>(3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）</p> <p>a. 大量送水車</p> <p>第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>                               |          |       |     |          |
| <p>(4) コリウムシールド</p> <table> <tr> <td>材 料</td> <td>ジルコニア</td> </tr> <tr> <td>厚 さ</td> <td>約0.13m以上</td> </tr> </table> | 材 料      | ジルコニア | 厚 さ | 約0.13m以上 |
| 材 料   | ジルコニア    |       |     |          |
| 厚 さ   | 約0.13m以上 |       |     |          |
| <p>(5) 低圧原子炉代替注水系（常設）</p> <p>a. 低圧原子炉代替注水ポンプ</p> <p>第5.6-1表 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設備の主要機器仕様に記載する。</p>        |          |       |     |          |
| <p>(6) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）</p> <p>a. 大量送水車</p> <p>第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>                                |          |       |     |          |
| <p>(7) 高圧原子炉代替注水系</p> <p>a. 高圧原子炉代替注水ポンプ</p> <p>第5.4-1表 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設備の主要機器仕様に記載する。</p>            |          |       |     |          |
| <p>(8) ほう酸水注入系</p> <p>a. ほう酸水注入ポンプ</p> <p>第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。</p>   |          |       |     |          |

第5.6-1表 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  
設備の主要機器仕様

(1) 低圧原子炉代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数 1（予備1）

容 量 約230m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 約190m

(2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

5.5 低圧原子炉代替注水系

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<u> </u> 以上, <u> </u> 以上, <u> </u> 以上(230)
揚 程	m	<u> </u> 以上, <u> </u> 以上, <u> </u> 以上(190)
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	210
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が損失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、運転中の重大事故等時において、残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプの故障等により原子炉を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため設置する。

系統構成は、運転中の重大事故等時において、残留熱除去ポンプの故障等により原子炉格納容器を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を經由してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ

**【設 定 根 拠】**（続き）

ることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペダスタル代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を經由してドライウェルスプレイ管から原子炉格納容器内にスプレイすることで、原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

## 【設定根拠】(続き)

## 1. 容量の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

- (1) 原子炉注水必要容量：m<sup>3</sup>/h/個以上，m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が損失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、原子炉に冷却材を供給することで炉心崩壊熱を除去する場合に、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」）において有効性が確認されている原子炉への注水流量は、原子炉圧力 MPa 時において m<sup>3</sup>/h、原子炉圧力 MPa 時において m<sup>3</sup>/h のため m<sup>3</sup>/h/個以上，m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- (2) 格納容器スプレイ及びペDESTAL注水必要容量：m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器代替スプレイ系，ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器にスプレイ及びペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、原子炉格納容器内にスプレイし原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、ペDESTALに蓄水することで熔融炉心の崩壊熱を除去する場合に、重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、各事故シーケンスで有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ及びペDESTALへの注水流量が m<sup>3</sup>/h のため m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- (3) 低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量（ミニマムフロー流量）：m<sup>3</sup>/h/個

上記から、低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)及び(2)の必要容量に(3)を加えた容量とし、m<sup>3</sup>/h/個以上，m<sup>3</sup>/h/個以上，m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、230m<sup>3</sup>/h/個とする。

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

・原子炉注水必要揚程

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧原子炉代替注水系)又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(低圧原子炉代替注水系)として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉に  $\square$  m<sup>3</sup>/h 及び  $\square$  m<sup>3</sup>/h で注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。なお、原子炉圧力  $\square$  MPa 及び  $\square$  MPa については、有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、有効性が確認されている圧力である。

(1) 原子炉圧力  $\square$  MPa 時

① 原子炉と水源の圧力差 :  $\square$  m

$$\square \times 10^6 / (992 \times 9.80665) = \square \div \square \text{ m}$$

$\square$  MPa : 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

密度 : 992kg/m<sup>3</sup> (40℃, 飽和圧力)

② 静水頭 :  $\square$  m

低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL  $\square$  ~ 低圧注水ノズル EL  $\square$

③ 配管・機器圧力損失 :  $\square$  m

機器圧力損失 :  $\square$  m

配管・弁圧力損失 :  $\square$  m

合計  $\square$  m

④ ①~③の合計(m) :  $\square$  m

上記から、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として原子炉圧力  $\square$  MPa 時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 $\square$  m を上回る  $\square$  m 以上とする。

(2) 原子炉圧力  $\square$  MPa 時

① 原子炉と水源の圧力差 :  $\square$  m

$\square$  MPa : 原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「3. 炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

② 静水頭 :  $\square$  m

低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL  $\square$  ~ 低圧注水ノズル EL  $\square$

S2 補 VI-1-1-5-3 R1

【設定根拠】(続き)

- ③ 配管・機器圧力損失 :  m  
 機器圧力損失 :  m  
 配管・弁圧力損失 :  m  


---

 合計  m
- ④ ①～③の合計(m) :  m

上記から、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として原子炉圧力  MPa 時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m を上回る  m 以上とする。

・格納容器スプレイ及びペDESTAL注水必要揚程

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器代替スプレイ系，ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器にスプレイ及びペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、淡水を原子炉格納容器に  m<sup>3</sup>/h でスプレイする場合の水源と移送先の圧力差，静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。

- ① 原子炉格納容器と水源の圧力差 :  m  

$$\frac{\text{} \times 10^6}{(992 \times 9.80665)} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \text{ m}$$
- 密度：992kg/m<sup>3</sup>（40℃，飽和圧力）
- ② 静水頭 :  m  
 低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL  ～ドライウェル上部スプレイ管 EL
- ③ 配管・機器圧力損失 :  m  
 機器圧力損失 :  m  
 配管・弁圧力損失 :  m  


---

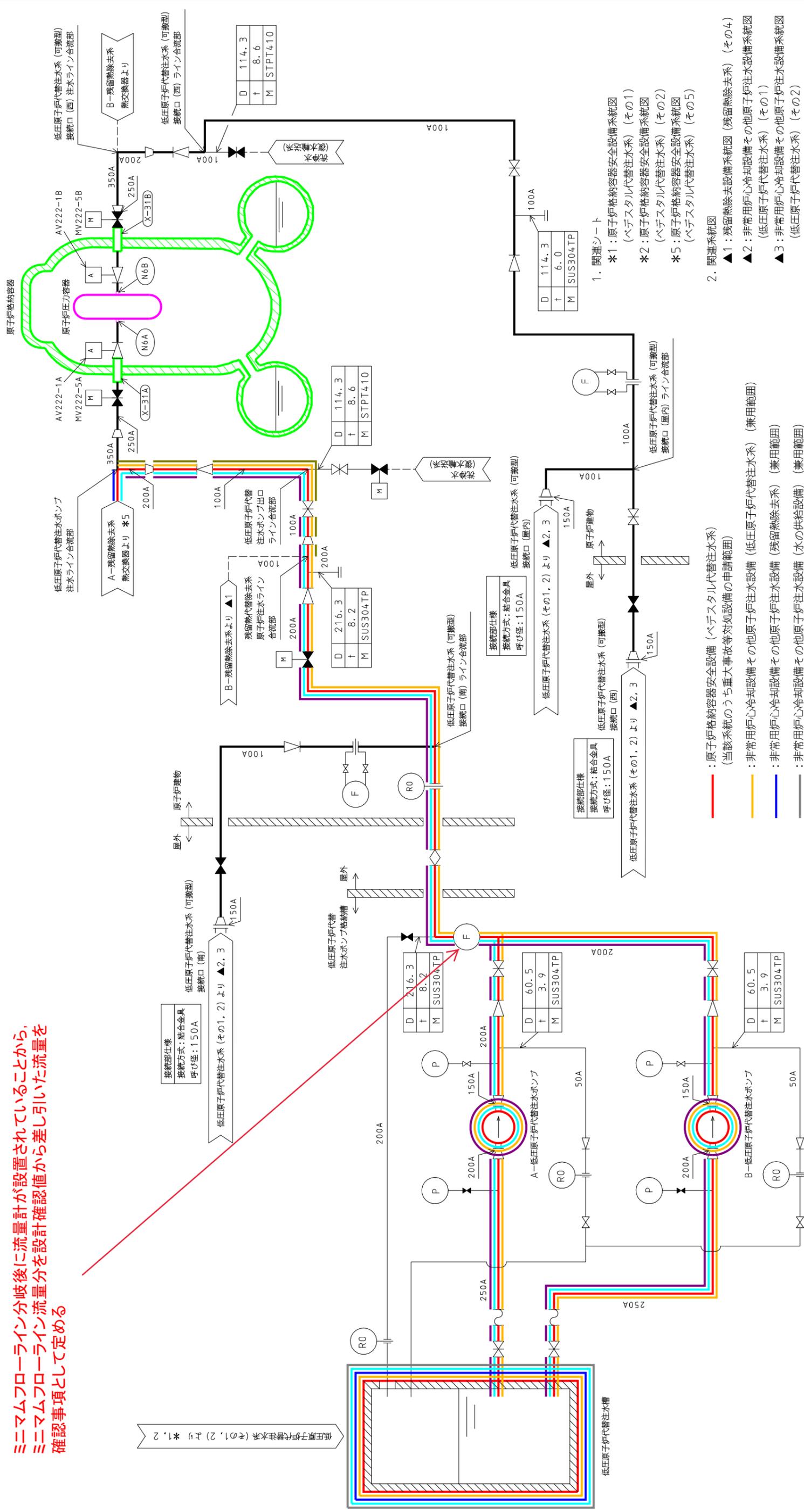
 合計  m
- ④ ①～③の合計(m) :  m

上記から、原子炉冷却系統施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m を上回る  m 以上とする。

公称値については、190m とする。

65-7-11) に関連する内容を赤字、赤矢印で示す

ミニマムフローライン分岐後に流量計が設置されていることから、ミニマムフローライン流量分を設計確認値から差し引いた流量を  
確認事項として定める



1. 関連シート
- \*1: 原子炉格納容器安全設備系統図 (ベテスタル代替注水系) (その1)
  - \*2: 原子炉格納容器安全設備系統図 (ベテスタル代替注水系) (その2)
  - \*5: 原子炉格納容器安全設備系統図 (ベテスタル代替注水系) (その5)
2. 関連系統図
- ▲1: 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その4)
  - ▲2: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (低圧原子炉代替注水系) (その1)
  - ▲3: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (低圧原子炉代替注水系) (その2)

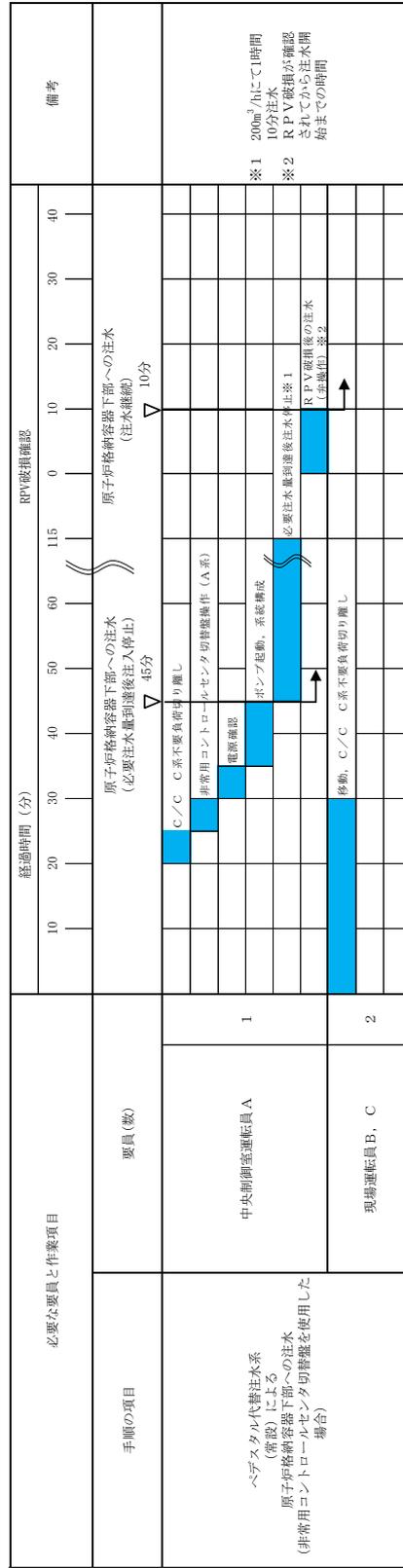
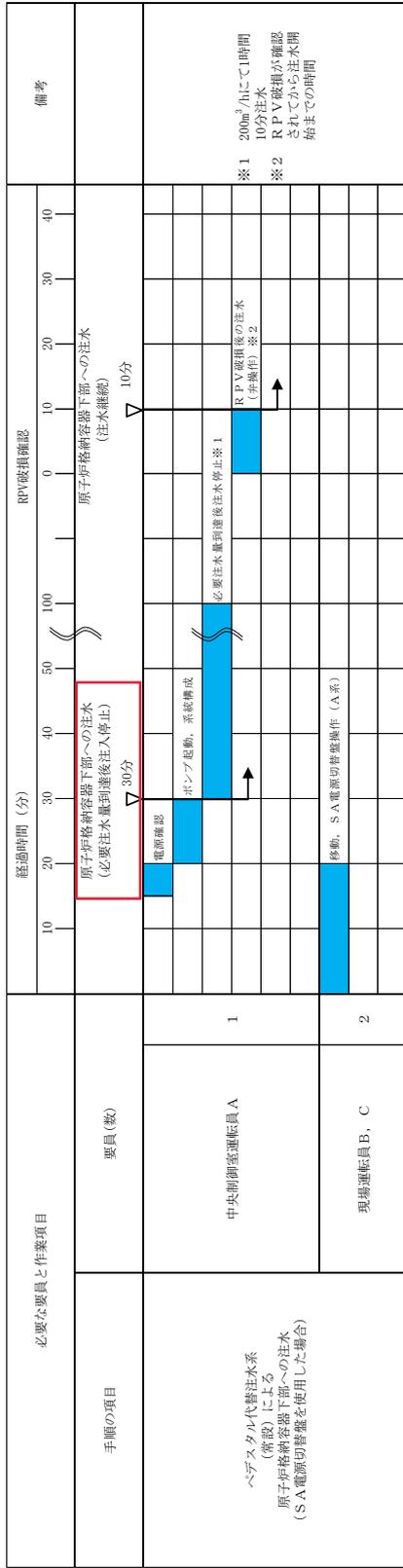
- : 原子炉格納容器安全設備 (ベテスタル代替注水系) (当該系統のうち重大事故等対設備の申請範囲)
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (残留熱除去系) (兼用範囲)
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (水の供給設備) (兼用範囲)
- : 原子炉格納容器安全設備 (格納容器代替スプレイス) (兼用範囲)
- : 原子炉格納容器安全設備 (低圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- : 原子炉格納容器安全設備 (残留熱代替除去系) (兼用範囲)
- : 原子炉格納施設 (原子炉格納容器)
- : 原子炉本体 (原子炉圧力容器)

3. 接管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ <td>mm</td>	mm
M	材料 <td></td>	

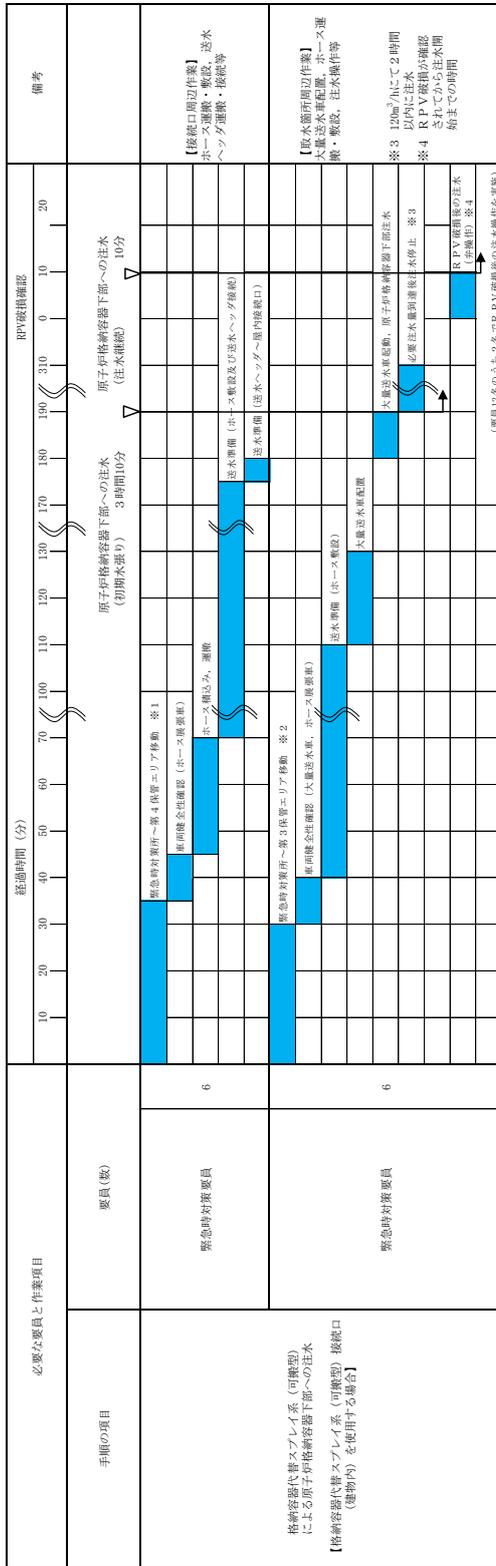
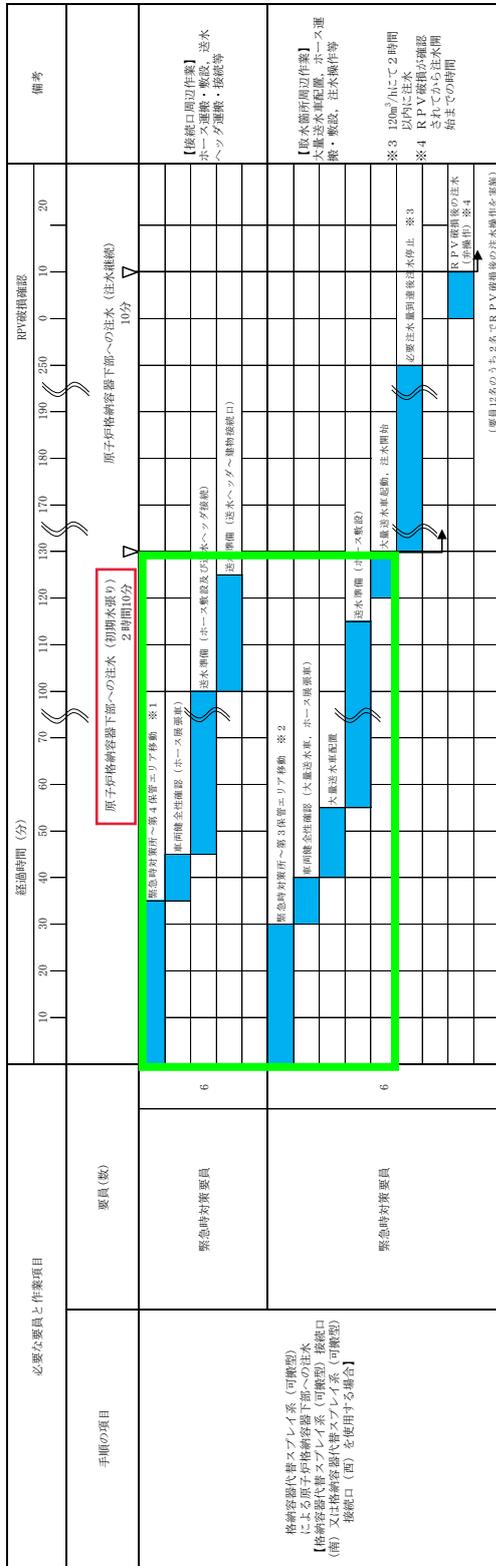
工事計画認可申請	第8-3-2-4-3-4図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉格納容器安全設備系統図 (ベテスタル代替注水系) (その4) (重大事故等対設備)
中国電力株式会社	

同等な機能を有することの説明(準備時間)  
 関連箇所を赤枠にて示す



第1.8-6図 ペDESTAL代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

事前準備により時間短縮



※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、遅やかに対応できる。  
 ※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.8-12図 格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水) タイムチャート(2/2) (大量送水車による注水)

事前準備により時間短縮

必要な要員と作業項目	経過時間(分)	RPV破損確認												備考												
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240
手順の項目 ペダスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水【ペダスタル代替注水系(可搬型)接続口(備)又はペダスタル代替注水系(可搬型)接続口(備)を使用する場合】	緊急時対策要員	緊急時対策要員→第4保管エリア移動 ※1 原子炉格納容器下部への注水(初期水車り) ※5 2時間10分 原子炉格納容器下部への注水(注水確認)																								【接続口周辺作業】ホース運搬・敷設、送水ヘンダ運搬・接続等  【取水船の周辺作業】大量送水車配置、ホース運搬・敷設、注水機操作等  ※3 130 <sup>3</sup> /分にて40分以上に注水 ※4 R P V破損が確認されてから注水開始までの時間
	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水(注水確認)																								

必要な要員と作業項目	経過時間(分)	RPV破損確認												備考												
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240
手順の項目 ペダスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水【ペダスタル代替注水系(可搬型)接続口(備)を使用する場合】	緊急時対策要員	緊急時対策要員→第4保管エリア移動 ※1 原子炉格納容器下部への注水(初期水車り) ※5 3時間10分 原子炉格納容器下部への注水(注水確認)																								【接続口周辺作業】ホース運搬・敷設、送水ヘンダ運搬・接続等  【取水船の周辺作業】大量送水車配置、ホース運搬・敷設、注水機操作等  ※3 130 <sup>3</sup> /分にて40分以上に注水 ※4 R P V破損が確認されてから注水開始までの時間
	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水(注水確認)																								

※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合、遅延に対応できる。

※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合、25分以内で可能である。

※3：格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(注水確認)は、作業開始を判断してから10分以内で可能である。

※4：格納容器下部への注水機操作のうち運転員が実施する原子炉建物の系統構成と並行して実施し、作業開始を判断してから10分以内で可能である。

### 第1.8-14図 ペダスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水) タイムチャート(2/2) (大量送水車による送水)

保安規定第65条

表65-7「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」

65-7-2「ペDESTAL代替注水系（可搬型）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

65-7-2 ペDESTAL代替注水系（可搬型）①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
ペDESTAL代替注水系（可搬型）	ペDESTAL代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転	大量送水車	※2
起動	燃料補給設備	※3
高温停止	可搬型代替交流電源設備	※4
	常設代替交流電源設備	※5
	代替所内電気設備	※6

- ※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む。）ができることをいう。
- ※2：第65条（65-19-1 大量送水車）において運転上の制限等を定める。
- ※3：第65条（65-12-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。
- ※4：第65条（65-12-2 可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。
- ※5：第65条（65-12-1 常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。
- ※6：第65条（65-12-5 代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備であるペDESTAL代替注水系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8）  
「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等）」として、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下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

- ・技術的能力審査基準1.13  
「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な水の供給するために必要な手順等を定めること、及び海その他の水源（前項の水源を除く）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ ペDESTAL代替注水系（可搬型）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であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 本表について、すべての設備の運転上の制限を他表にて定めているが、運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として、要求される措置を記載する。

<参考>大量送水車  
大量送水車が下記の性能を満足していることの確認行為は、「65-19-1 大量送水車」に記載する。

大量送水車を重大事故等時において、原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量および吐出圧力を以下に示す。

【必要容量】

格納容器破損防止対策の有効性評価解析（設置変更許可申請書添付十）のうち、「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において有効性が確認されているペDESTAL代替注水系（可搬）による原子炉格納容器下部への注水流量が120m<sup>3</sup>/hであることから、120m<sup>3</sup>/h

以上とする。

【吐出圧力】

必要吐出圧力が最大となるペデスタル代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場  
合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器および配  
管・弁類圧損を基に吐出圧力は、1.37MPa [lgage]以上とする。

- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.  
2）
  - a. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）  
MUW PCV代替冷却外側隔離弁は、原子炉運転中は原子炉圧力容器のパウンダリ  
を維持することが要求されるため、定事検停止時に開閉試験を実施する。  
中央制御室からの遠隔操作で必要な弁を開弁できることを確認する。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。  
原子炉の状態が運転、起動および高温停止においては、2N要求設備である大量送水車が  
1N未満となった場合または当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成  
（接続口を含む。）ができない場合（条件A）は、当該系統の機能を満足できないことから  
条件として記載する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（2）、（3））

A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動  
作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、ペデスタル代替注水系  
（可搬型）は重大事故等緩和設備のため、もとの設計基準事故対処設備に該当す  
るものがない。このため、ペデスタル代替注水系（可搬型）に期待する機能である「原  
子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する」ことの前段階である炉心損傷防  
止の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、  
具体的には低圧注水系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイス系ディーゼル発  
電機を除く。）含む。）が動作可能であることを“速やかに”確認する。

A2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能をもつ重大事故等対処設備が動作  
可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」  
の技術的能力で整理したペデスタル代替注水系（常設）および格納容器代替スプレ  
イス（可搬型）が該当し、完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のA  
OT上限（1N未満）である「3日間」とする。

A3. 当該系統を復旧する。完了時間は当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が  
動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

【必要容量】

- ・ペデスタル代替注水系（常設）は、ペデスタル代替注水系（可搬型）と同様に、

(2) 確認事項

項目	⑦	頻度	担当
1. MUW PCV代替冷却外側隔離弁が動作可能である ことを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して 作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長	

(3) 要求される措置

条件	⑧	要求される措置	⑨	完了時間
A. ペデスタル代替注水系（可搬型）が動作不能の場合		A1. 当直長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※7とともに、その他設備※8が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長および課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※9が動作可能であることを確認する。		速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合		A3. 課長（原子炉）は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。		3日間  24時間 36時間

※7：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※8：非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。）をい  
い、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※9：ペデスタル代替注水系（常設）または格納容器代替スプレイス系（可搬型）をいう。（時  
間短縮の補完措置を含む。）

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考
	<p>「<input type="text"/> m<sup>3</sup>/h」以上の注水流量を有する。</p> <p><b>【準備時間】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ペデスタル代替注水系（常設）および格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、いずれもペデスタル代替注水系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。（添付－2）</li> </ul>	



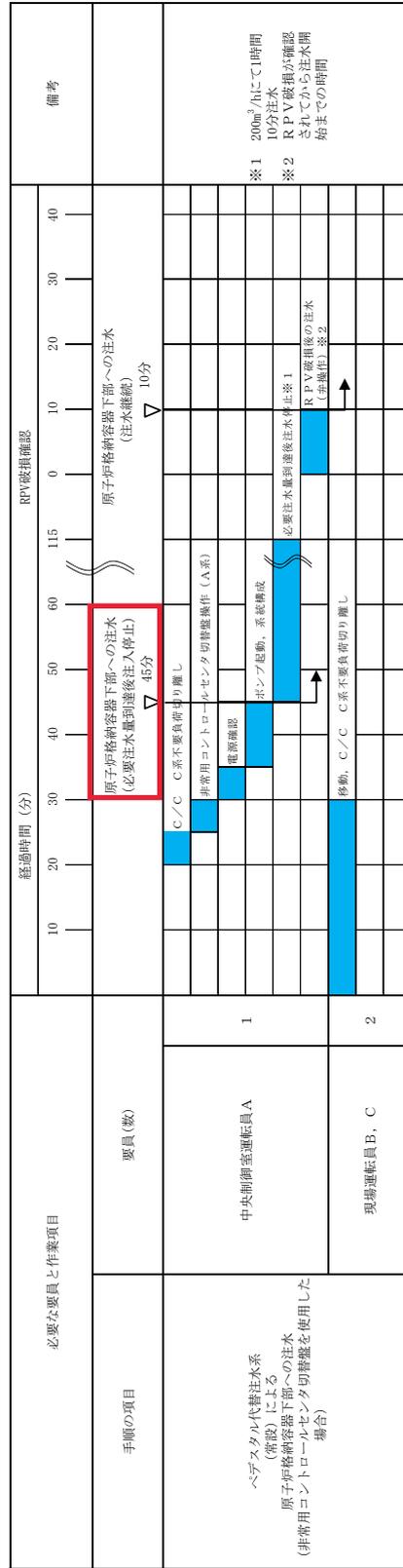
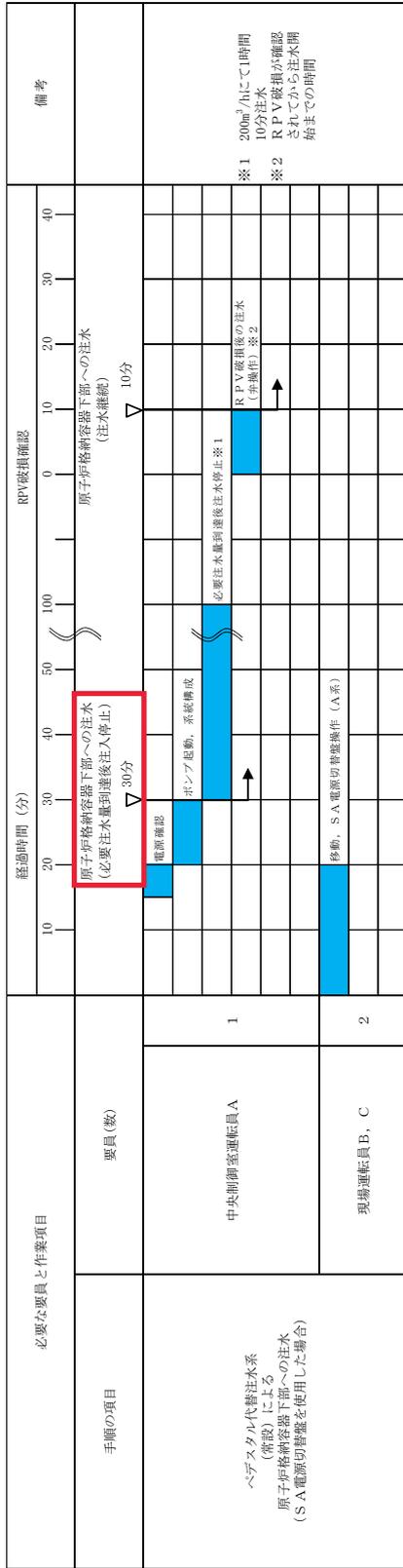
操作手順	弁名称
⑥②①	MUW PCV代替冷却外側隔離弁
⑩ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup> ⑮ <sup>a</sup> ⑳ <sup>a</sup>	APFS A-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>b</sup> ⑬ <sup>b</sup> ⑮ <sup>b</sup> ⑳ <sup>b</sup>	APFS B-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>c</sup> ⑮ <sup>c</sup> ⑳ <sup>c</sup>	APFS B-注水ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 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を示す。

第1.8-13図 ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（2／2）





第1.8-6図 ペデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

保安規定第65条

表65-7「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」

65-7-3「格納容器代替スプレイ系（可搬型）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

65-7-3 格納容器代替スプレイス系（可搬型）①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
格納容器代替スプレイス系（可搬型）	格納容器代替スプレイス系（可搬型）が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転	大量送水車	※3
起動	燃料補給設備	※4
高温停止	常設代替交流電源設備	※5
	可搬型代替交流電源設備	※6
	代替所内電気設備	※7

※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む。）ができることをいう。

※2：格納容器代替スプレイス系（可搬型）の注水ラインは、第65条（65-6-1 格納容器代替スプレイス系（常設））、第65条（65-6-2 格納容器代替スプレイス系（可搬型））、第65条（65-7-1 ペDESTアル代替注水系（可搬型））、第65条（65-7-3 格納容器代替スプレイス系（可搬型））、第65条（65-5-4 残留熱代替除去系）および第39条（非常用炉心冷却系その1〔2号炉〕）の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※3：第65条（65-19-1 大量送水車）において運転上の制限等を定める。

※4：第65条（65-12-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。

※5：第65条（65-12-1 常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※6：第65条（65-12-2 可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※7：第65条（65-12-5 代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、可搬型重大事故等対処設備である格納容器代替スプレイス系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（11））

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8）  
「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等）」として、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下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

- ・技術的能力審査基準1.13  
「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること、及び海その他の水源（前項の水源を除く）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ 格納容器代替スプレイス系（可搬型）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であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（11））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 本表について、すべての設備の運転上の制限を他表にて定めているが、運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として、要求される措置を記載する。

<参考>大量送水車

大量送水車が下記の性能を満足していることの確認行為は、「65-19-1 大量送水車」に記載する。

大量送水車を重大事故等時において、原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量および吐出圧力を以下に示す。

【必要容量】

炉心損傷防止対策の有効性評価解析（設置変更許可申請書添付十）のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」、「全交流動力電源喪失（TBP）」、「崩壊熱除去機能喪失」

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
(項目なし)	—	—

失(残留熱除去系が故障した場合)、「LOCA時注水機能喪失」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)」、「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」または「溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が120m<sup>3</sup>/hであることから、120m<sup>3</sup>/h以上とする。  
また、上記同様の有効性評価解析において原子炉圧力容器への注水および原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が30m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が120m<sup>3</sup>/hであることから150m<sup>3</sup>/h以上とする。

【吐出圧力】

必要吐出圧力が最大となる格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器および配管・弁類圧損を基に吐出圧力は、1.38MPa[gage]以上とする。  
また、原子炉圧力容器への注水および原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系および格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器および配管・弁類圧損を基に1.44MPa[gage]以上とする。

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)が動作不能の場合	<p>⑦ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 原子炉の状態が運転、起動および高温停止においては、2N要求設備である大量送水車が1N未満となった場合または当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成(接続口を含む)ができない場合(条件A)は、当該系統の機能を満足できないことから条件として記載する。</p> <p>⑧ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))</p> <p>A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である格納容器冷却系(非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。))を含む。)が該当する。</p> <p>A2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は技術的能力で整理したペデスタル代替注水系(常設)およびペデスタル代替注水系(可搬型)が該当し、完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>A3. 当該系統を復旧する。完了時間は当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p> <p>24時間</p> <p>36時間</p>
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。 および</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>

※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※9：非常用ディーゼル発電機2台(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。)をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※10：ペデスタル代替注水系(常設)またはペデスタル代替注水系(可搬型)をいう。(時間短縮の補完措置を含む。)

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考
	<p><b>【必要容量】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ペデスタル代替水系（常設）およびペデスタル代替水系（可搬型）は「<input type="text"/> m<sup>3</sup>/h」以上のスプレイ流量を有する。</li> </ul> <p><b>【準備時間】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ペデスタル代替水系（常設）およびペデスタル代替水系（可搬型）は、いずれも格納容器代替スプレイ系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。（添付－2）</li> </ul>	

65-7-3の範囲  
赤枠にて示す

65-5-4, 65-6-2, 第39条との共用ライン

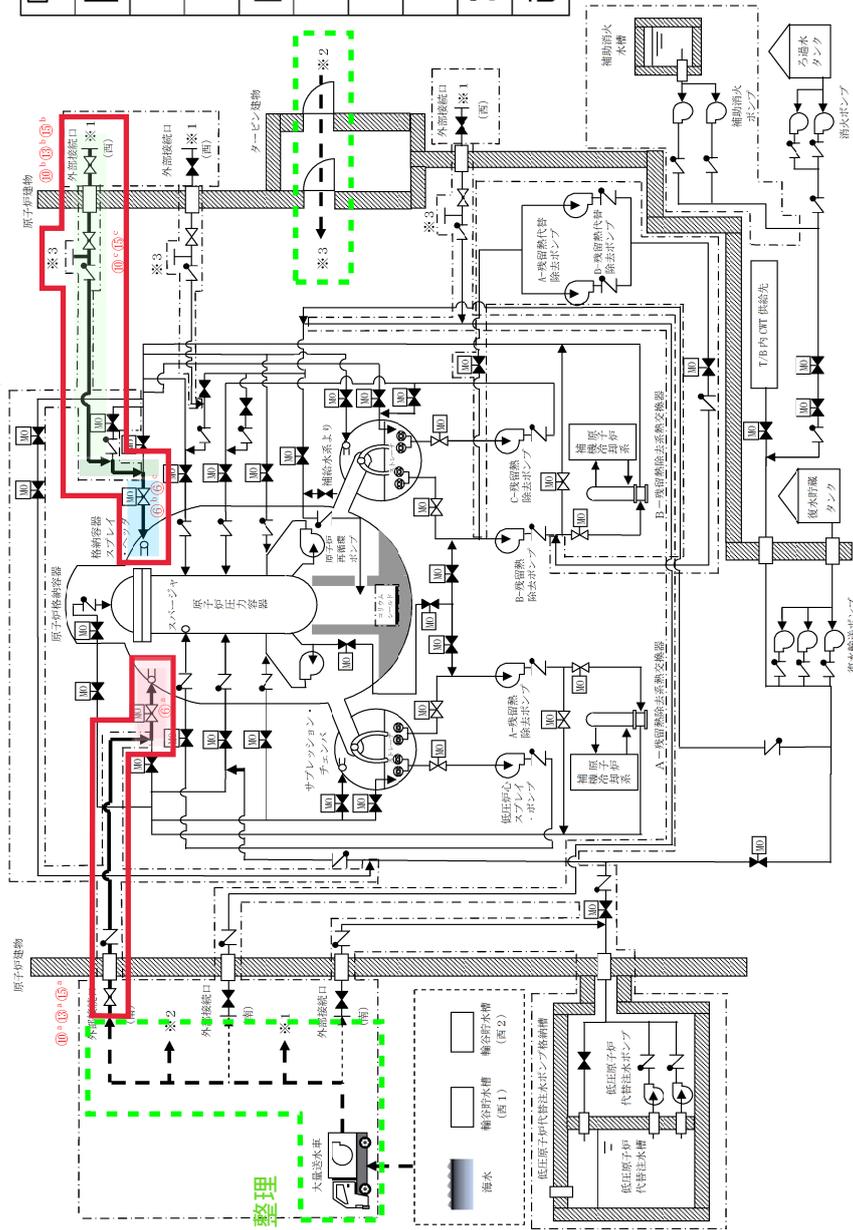
65-6-1, 65-6-2, 65-7-1, 第39条との共用ライン

65-5-4, 65-6-2との共用ライン

69-19-1にて整理

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ ○<sup>a</sup>~  
○ ○<sup>a</sup>~ : 操作手順番号を示す。  
○ ○<sup>a</sup>~ : 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を示す。

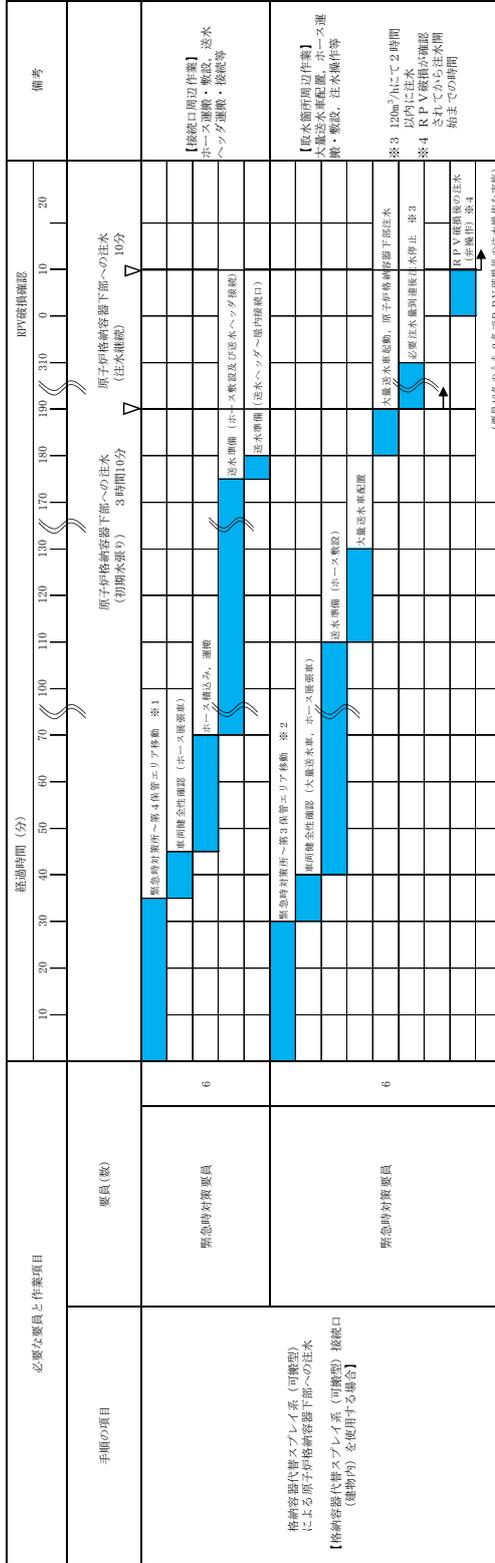
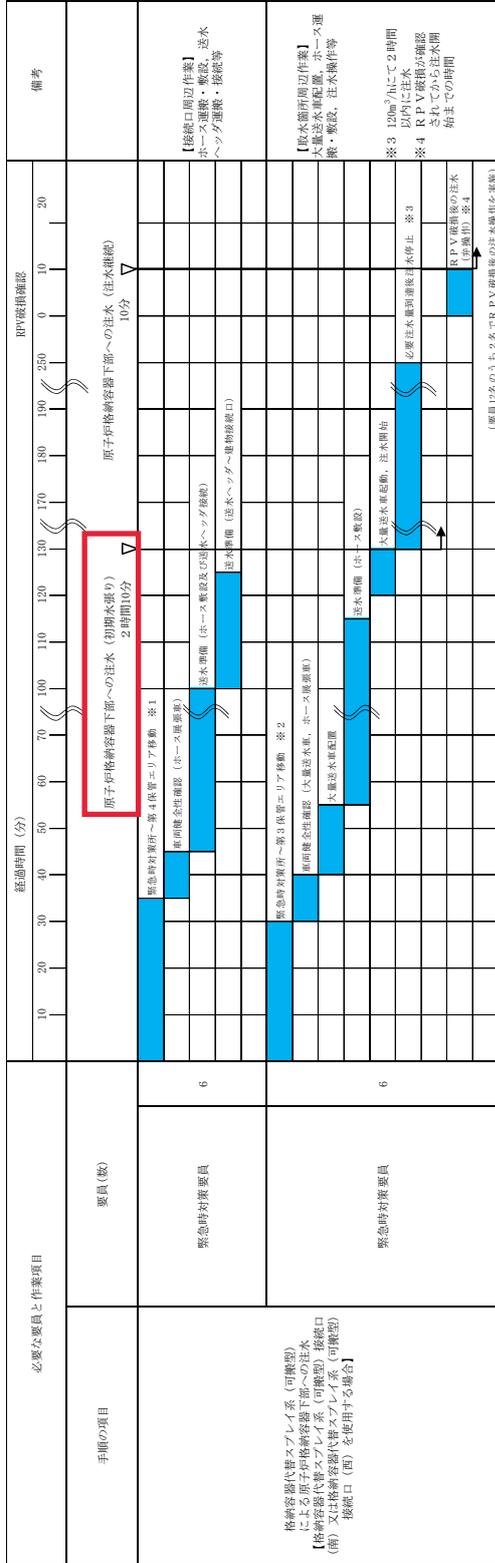
第1.8-111図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑥ <sup>a</sup>	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑥ <sup>b</sup> ⑥ <sup>c</sup>	B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑩ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup> ⑮ <sup>a</sup>	ACSS A-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>b</sup> ⑬ <sup>b</sup> ⑮ <sup>b</sup>	ACSS B-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>c</sup> ⑮ <sup>c</sup>	ACSS B-注水ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a~</sup> : 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を示す。

第1.8-11図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（2 / 2）

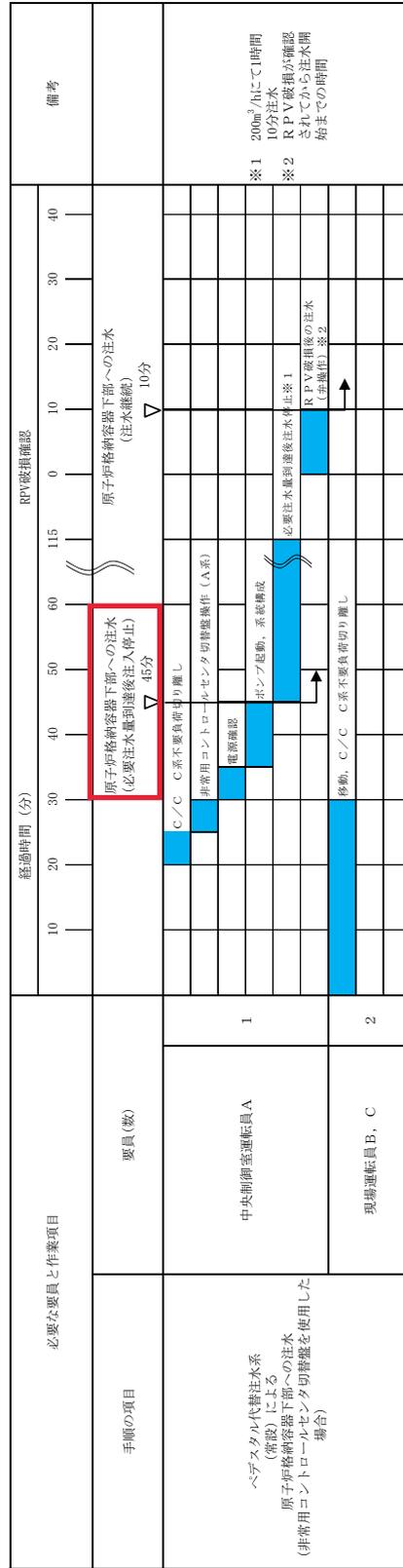
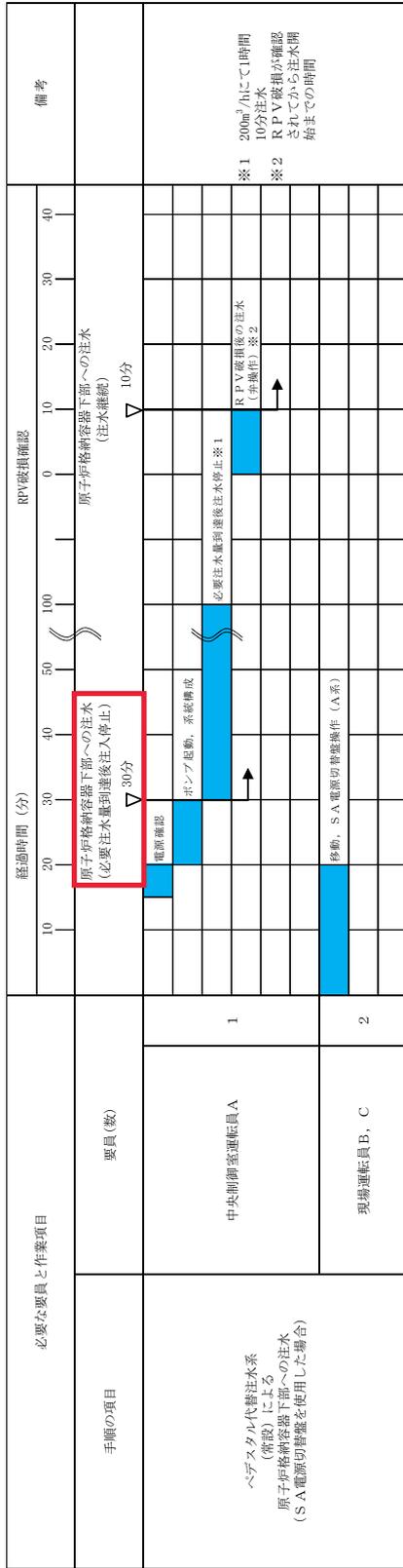




※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。  
 ※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.8-12図 格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水) タイムチャート(2/2) (大量送水車による送水)





第1.8-6図 ベデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

保安規定第65条

表65-8「水素爆発による原子炉建物等の破損を防止するための設備」

65-8-1「静的触媒式水素処理装置」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)

添付-3 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1(自主対策設備に関する説明)

表65-8 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備  
65-8-1 静的触媒式水素処理装置 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
静的触媒式水素処理装置	静的触媒式水素処理装置の所要数が動作可能であること

適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転	静的触媒式水素処理装置	18個
起動		
高温停止	静的触媒式水素処理装置入口温度	
低温停止	静的触媒式水素処理装置出口温度	※2
燃料交換※1	静的触媒式水素処理装置出口温度	

※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。  
 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつブールゲートが開の場合  
 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合  
 ※2：第65条(65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ)において運転上の制限等を定める。

- ① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十三条(1.10)が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)
- ③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、常設重大事故等対処設備である静的触媒式水素処理装置の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))
  - ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十三条(1.10)
    - 「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備(手順等)」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために必要な設備を設ける(手順を定める)こと。
- ④ 静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備であり、原子炉内に燃料を装荷している期間および燃料プールの照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつブールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合は、燃料プールの状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない)。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつブールゲートが開の場合または(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合)」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 静的触媒式水素処理装置は、原子炉格納容器からの水素ガス漏えい量を想定し、18個設置されている。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1), 添付-2)

- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)
  - a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)
    - 項目1が該当。
    - 静的触媒式水素処理装置の定事検停止時の確認事項は、触媒カートリッジの機能確認を行い水素処理能力を確認する。
  - b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)
    - 項目2が該当。

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 静的触媒式水素処理装置が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換※3において、所要数の静的触媒式水素処理装置が動作可能であることを外観点検により確認する。	1箇月に1回	当直長

※3：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。  
 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつブールゲートが開の場合  
 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合

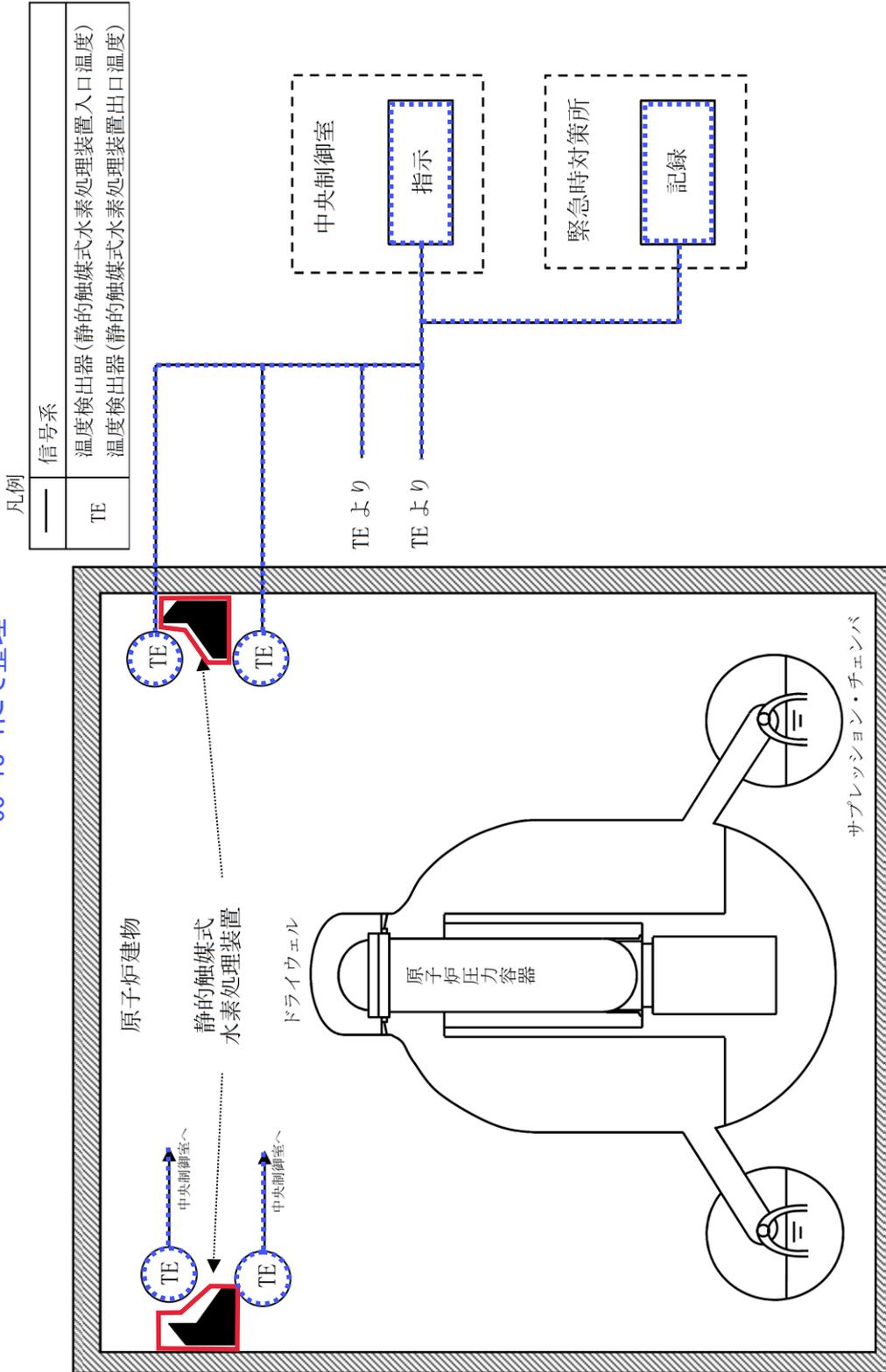
「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき常設設備は1箇月に1回、外観点検にて動作可能であることを確認する。

保安規定 第65条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置				
適用される 原子炉 の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な静的触媒式水素処理装置が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>4</sup> とともに、その他設備※ <sup>5</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長および課長（建築）は、当該機能を補完する自主対策設備※ <sup>6</sup> が動作可能であることを確認する※ <sup>8</sup> 。 および A3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間	⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度は、1N要求設備であるため、動作可能な個数が所要数未満となった場合を条件として記載する。  ⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)）  【運転、起動および高温停止】 A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、静的触媒式水素処理装置は重大事故等緩和設備のため、もともと設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、静的触媒式水素処理装置に期待する機能である「炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止することの前の段階である炉心損傷防止の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には低圧注水系が動作可能であることを“速やかに”確認する。  A2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置）が動作可能であることを確認する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。  水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する観点から、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放し、原子炉建物燃料取替階の水素ガスを大気へ排出することとで、原子炉建物内における水素ガスの滞留を防止できるため、静的触媒式水素処理装置の機能を代替できる。（添付-3）  A3. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該機能を補完する自主対策設備が動作可能である場合のAOT上限である「10日間」とする。  B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。
	B. 条件Aで要求される装置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	



65-8-1の範囲  
赤枠にて示す

65-13-1にて整理



第9.6-2図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図  
(静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制)

の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素処理装置の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素処理装置は、想定される重大事故等時において、有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する水素ガス（約 1,000kg）が、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において、ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても、原子炉建物原子炉棟の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。

また、静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟内の水素ガスの効率的な除去を考慮して分散させ、適切な位置に配置する。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。

原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟4階の壁面及び天井付近に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を測定できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟4階以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアに設置するとともに非常用ガス処理系吸込配管近傍にも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。

#### 9.6.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計と

第9.6-1表 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の  
主要機器仕様

(1) 静的触媒式水素処理装置

種 類	触媒反応式
個 数	18
水素処理容量	約 0.50kg/h/個
	(水素濃度 4.0vol%, 100°C, 大気圧において)

(2) 静的触媒式水素処理装置入口温度

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

(3) 静的触媒式水素処理装置出口温度

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

(4) 原子炉建物水素濃度

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

- ・ 大量送水車
- ・ 輪谷貯水槽（西 1）
- ・ 輪谷貯水槽（西 2）
- ・ ホース・接続口
- ・ 原子炉ウェル代替注水系 配管・弁
- ・ 燃料プール冷却系 配管・弁
- ・ 原子炉ウェル
- ・ 燃料補給設備

また、原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(c) 水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止

i 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガスの排出

原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいし、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放し、原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建物原子炉棟内における水素ガスの滞留を防止する手段がある。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル
- ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置
- ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置
- ・ 大型送水ポンプ車
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ 燃料補給設備

## (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物等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度、原子炉建物原子炉棟、原子炉建物水素濃度、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、可搬型直流電源設備及び代替所内電気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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建物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。併せて、その理由を示す。

- ・原子炉ウェル代替注水系

原子炉格納容器からの水素ガス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ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより原子炉建物への水素漏えいを抑制できることから有効である。

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素を排出するための設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）

原子炉建物燃料取替階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、仮に原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合において、水素ガスを排出することで原子炉建物原子炉

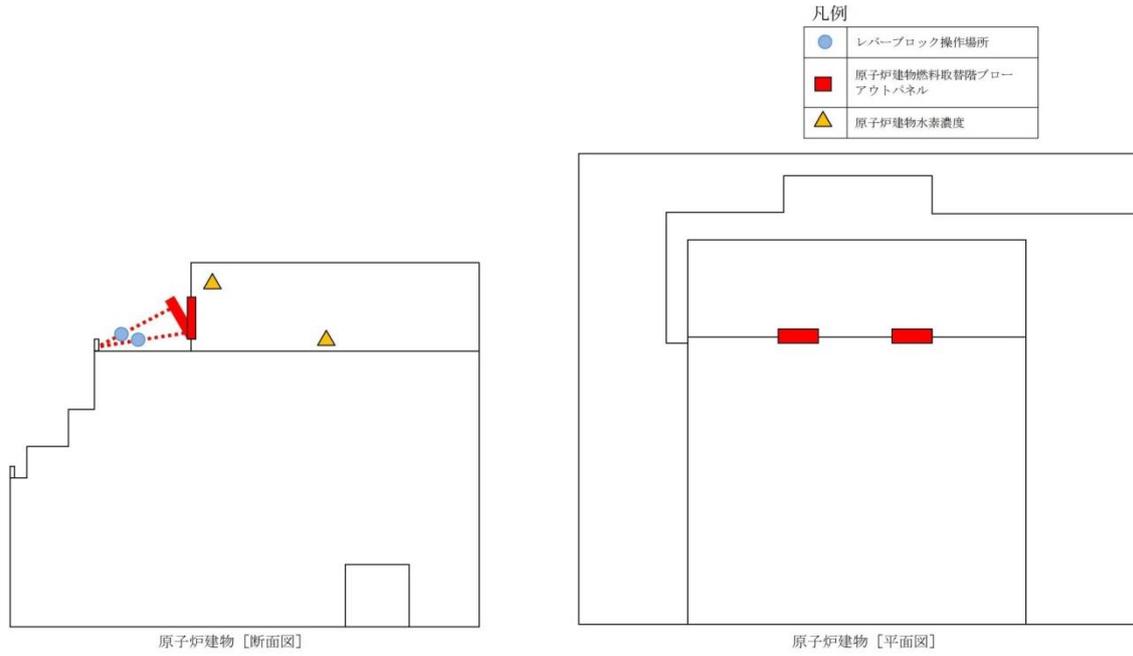
棟内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建物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、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）及び原子力災害対策手順書に定める（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）。



【原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置】



【原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置】

第 1.10-8 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放 1時間30分												
	要員(数)												
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	中央制御室運転員A												
	緊急時対応要員												
													原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放

第1.10-9図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による  
 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放 タイムチャート

保安規定第65条

表65-8「水素爆発による原子炉建物等の破損を防止するための設備」

65-8-2「原子炉建物内の水素濃度監視」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)

添付-3 代替パラメータに関する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1(代替パラメータ)

65-8-2 原子炉建物内の水素濃度監視 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度監視設備が動作可能であること

適用される 原子炉の状態④	設備 ⑤	動作可能 であるべき チャンネル数⑥
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※1	原子炉建物水素濃度	7

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換※1において、動作不能でないことを指示により確認する。	1箇月に1回	当直長
2. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	課長 (計装)

※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの状態が閉の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの状態が閉の場合

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1.10）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、原子炉建物水素濃度監視設備の動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1.10）  
「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために必要な設備を設ける（手順を定める）こと。

④ 原子炉建物水素濃度監視設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために必要な設備であり、原子炉内に燃料を装荷している期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが開の場合は、燃料プールの状態により燃料プール水位が維持可能であるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが開の場合）」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 原子炉棟4階の壁面および天井付近に2チャンネル、非常用ガス処理系吸込配管近傍に1チャンネルおよび格納容器のハッチ・エアロック等にそれぞれ1チャンネルの計7チャンネル設置され、水素ガスの早期検知および滞留状況を把握できる設計としている。（添付-1, 2）

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2）

- a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）  
項目2が該当。

定事検停止時の確認事項は、保安規定第27条（計測および制御設備）の各チャンネルと同様、校正を行う。

- b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）  
項目1が該当。

通常運転中の確認事項は、指示値により動作不能でないことの確認（振切れや他の計器との差異の有無等の確認）を行う。

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な原子炉建 建物水素濃度監視 設備がチャンネル 数を満足していな い場合 B. 原子炉建物燃料取 替階の原子炉建物 水素濃度監視設備 2チャンネル動作 不能の場合 または 原子炉建物水素濃 度監視設備がすべ て動作不能の場合 C. 条件AまたはBの 措置を完了時間 内に達成できな い場合	A1.1. 当直長は、他チャンネルの原子炉建 物水素濃度監視設備が動作可能で あることを確認する。 または A1.2. 当直長は、静的触媒式水素処理装置 入口温度および静的触媒式水素処 理装置出口温度が動作可能である ことを確認する。 および A2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する。 B1. 当直長は格納容器水素濃度監視設備 が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に 復旧する。 C1. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	速やかに  速やかに  30日間  速やかに  3日間  24時間  36時間  速やかに
冷温停止 燃料交換※2	A. 動作可能な原子炉 建物水素濃度監視 設備がチャンネル 数を満足していな い場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。	速やかに

※2：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合

頻度については、設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度に合わせるものとし、1箇月に1回とする。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。  
原子炉建物水素濃度監視設備は、1N要求設備であるため、動作可能であるべきチャンネル数未満となった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))  
当該設備は「65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」に設定されている設備であり、主要パラメータに原子炉建物水素濃度監視設備、代替パラメータに静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度が設定されているため、「65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」と同様の設定としている。

【運転、起動および高温停止】

A1.1. 当該パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータの他チャンネルが動作可能であることを“速やかに”確認する。(添付-3)

A1.2. 当該パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、代替パラメータである静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度が動作可能であることを“速やかに”確認する。(添付-3)

A2. 当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、「65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」と同様の設定とし、当該設備の他チャンネルが動作可能であることまたは代替パラメータとして設定されている静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度が動作可能であることを確認すること、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。

B1. 原子炉建物燃料取替階の水素濃度監視設備は2チャンネル設置されるが、そのすべてのチャンネルが動作不能の場合は原子炉建物水素濃度監視設備7チャンネルすべてが共通要因等により同時に動作不能となった場合は、「炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する」ことの前段階である原子炉格納容器内の水素濃度を監視する観点で最も実効的な格納容器水素濃度監視設備を確認対象として選定することとし、動作可能であることを“速やかに”確認する。

B2. 当該機能を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、「65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」と同様の設定とし、監視機能が全喪失となることから「3日間」とする。

C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。

【冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合または(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)】

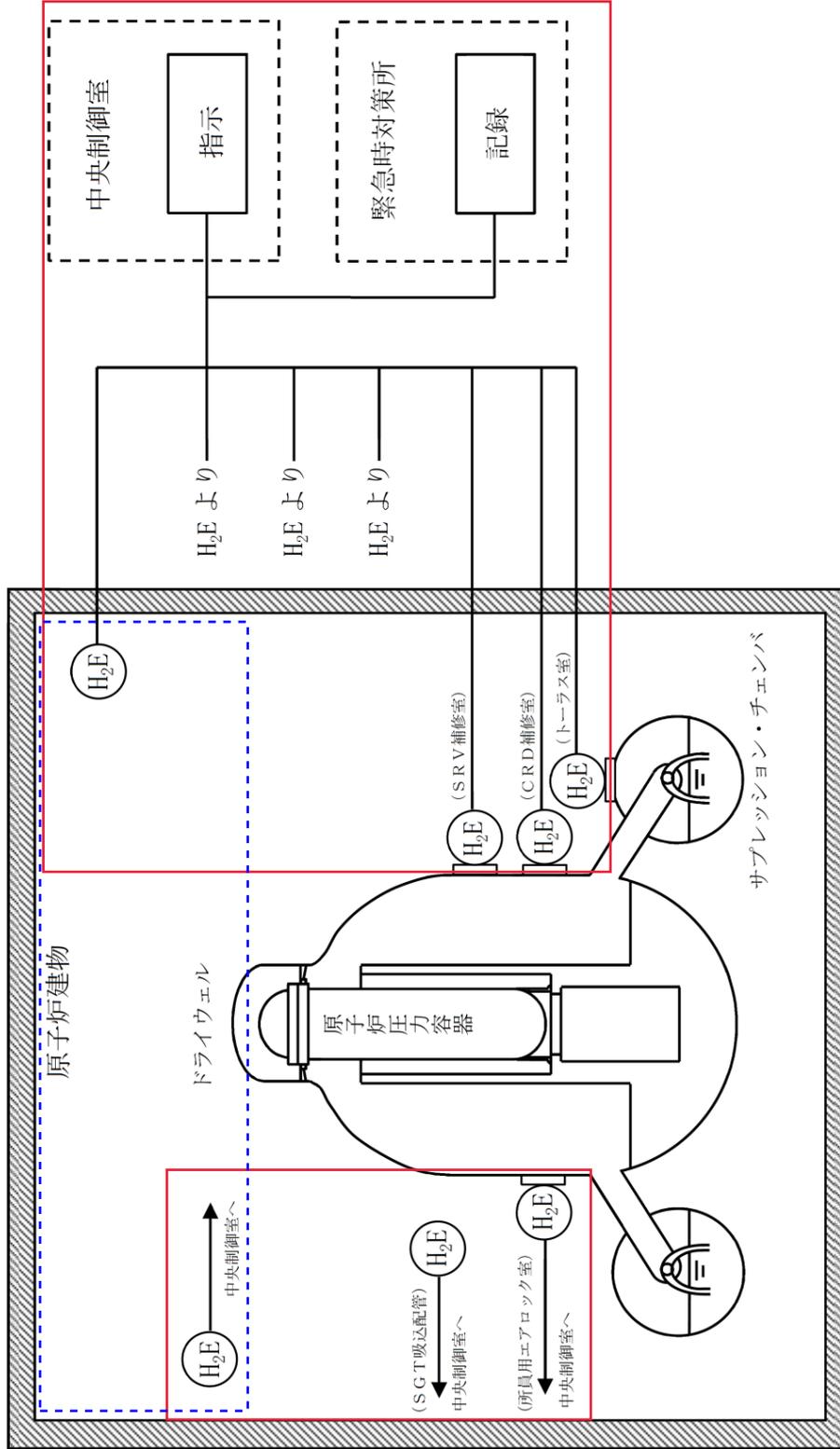
A1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。

原子炉建物燃料取替床に設置されている検出器を  
青枠（破線）にて示す

65-8-2の範囲  
赤枠にて示す

凡例

—	信号系
H <sub>2</sub> E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)



第9.6-3図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図  
(原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定)

所要数・必要容量  
関連箇所を下線にて示す

の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素処理装置の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素処理装置は、想定される重大事故等時において、有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する水素ガス（約 1,000kg）が、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において、ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても、原子炉建物原子炉棟の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。

また、静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟内の水素ガスの効率的な除去を考慮して分散させ、適切な位置に配置する。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。

原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟4階の壁面及び天井付近に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を測定できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟4階以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアに設置するとともに非常用ガス処理系吸込配管近傍にも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。

#### 9.6.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計と

第9.6-1表 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の  
主要機器仕様

(1) 静的触媒式水素処理装置

種 類 触媒反応式

個 数 18

水素処理容量 約 0.50kg/h/個

(水素濃度 4.0vol%, 100°C, 大気圧において)

(2) 静的触媒式水素処理装置入口温度

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

(3) 静的触媒式水素処理装置出口温度

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

(4) 原子炉建物水素濃度

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

- 個 数 3  
計測範囲 0 ～ 4 MPa [gage]
- (46) 低圧原子炉代替注水槽水位
- 個 数 1  
計測範囲 0 ～ 1,500m<sup>3</sup> (0 ～ 12,542mm)
- (47) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- 個 数 2  
計測範囲 0 ～ 4 MPa [gage]
- (48) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- 個 数 1  
計測範囲 0 ～ 10MPa [gage]
- (49) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- 個 数 1  
計測範囲 0 ～ 12MPa [gage]
- (50) 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- 個 数 1  
計測範囲 0 ～ 5 MPa [gage]
- (51) 残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- 個 数 2  
計測範囲 0 ～ 3 MPa [gage]

(52) 原子炉建物水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

	・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
個 数	1
	6
計測範囲	0～10vol%
	0～20vol%

## (53) 静的触媒式水素処理装置入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数	2
計測範囲	0～100℃

## (54) 静的触媒式水素処理装置出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数	2
計測範囲	0～400℃

## (55) 格納容器酸素濃度（B系）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- ・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

個 数	1
計測範囲	0～5vol%／0～25vol%

## (56) 格納容器酸素濃度（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数	1
計測範囲	0～25vol%

## (57) 燃料プール水位・温度（S A）

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

代替パラメータに関する説明  
関連箇所を赤字にて示す

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内の 水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉建物水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	ケース9	
原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA)	ケース1	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	ケース8	
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	ケース11	
	格納容器酸素濃度 (SA)	②ドライウエル圧力 (SA)	ケース1	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (B系) を優先する。
		②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース8	
		③ [格納容器酸素濃度 (A系)] ※2	ケース11	
格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系)	ケース1	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (B系) を優先する。	
	②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	ケース8		
	③ [格納容器酸素濃度 (A系)] ※2	ケース11		
格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度 (A系) ※2	ケース1	ケース1	③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (B系) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

保安規定第 6 5 条

表 6 5 - 9 「燃料プールの冷却等のための設備」

6 5 - 9 - 1 「燃料プールスプレイ系」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付 - 1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付 - 2 同等な機能を有することの説明

(1) 技術的能力まとめ資料 (基準要求)

(2) 設置変更許可申請書 添付十 (有効性評価)

(3) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

添付 - 3 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

保安規定 第65条 条文

表65-9 燃料プールの冷却等のための設備

65-9-1 燃料プールの冷却等のための設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
燃料プールの冷却等	可搬型スプレインノズルおよび常設スプレインヘッドを使用した燃料プールの冷却等が動作可能であること※1

適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥
燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	可搬型スプレインノズル	2個
	常設スプレインヘッド	1個
	大量送水車	※2
	燃料補給設備	※3

※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための常設スプレインヘッドまでの配管、サイフォンブレイク配管、系統構成に必要な手動弁および接続口を含む。  
 ※2：第65条(65-19-1 大量送水車)において運転上の制限等を定める。  
 ※3：第65条(65-12-6 燃料補給設備)において運転上の制限等を定める。

記載の説明

① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十四条(1.11)また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、燃料プールの冷却機能が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十四条(1.11)

- 「燃料プールの冷却等のための設備(手順等)」として、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において当該燃料プール内の燃料体又は燃料を冷却し、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る(手順等を定める)こと。
- 「燃料プールの冷却等のための設備(手順等)」として、燃料プールからの大量の漏えいその他の原因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料集合体の損傷の進行緩和、及び臨界を防止するために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。  
 なお、漏えい抑制に必要なサイフォンブレイク配管を含む。

・技術的能力審査基準1.13

「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な水を供給するために必要な手順等を定めること、及び海その他の水源(前項の水源を除く)から、想定される重大事故等の収束に必要な水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ 燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、または燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において当該プール内の燃料等を冷却し、放射線を遮断し、および臨界を防止するため、また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燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、プール内の燃料等の著しい損傷の進行を緩和し、および臨界を防止するために必要な設備であり、燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間は待機が要求されるため、適用される原子炉の状態は「燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 可搬型スプレインノズルは、1個で必要な注水流量およびスプレイン量を確保できる設計としている。可搬型スプレインノズルは可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型注水設備(原子炉建屋の外から水を供給するもの)であり2N要求設備に該当することから、所要数は2セット2個とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-3)  
 常設スプレインヘッドは1N要求設備であることから、1個を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-3)

備考

<参考>大量送水車  
 大量送水車が下記の性能を満足していることの確認行為は、「65-19-1 大量送水車」に記載する。

大量送水車を重大事故等時において、可搬型スプレインノズルまたは常設スプレインヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の容量および吐出圧力を以下に示す。

**【必要容量】**  
 (可搬型スプレインノズルまたは常設スプレインヘッド使用時) 燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析(設置変更許可申請書添付十)の想定事故1および想定事故2において有効性が確認されている燃料プールへの注水量が48m<sup>3</sup>/hであることから48m<sup>3</sup>/h以上とする。

**【吐出圧力】**  
 (可搬型スプレインノズル使用時) 必要吐出圧力が最大となる原子炉建物南側扉を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器および配管・弁類圧損を基に1.36MPa[gage]以上とする。

(常設スプレインヘッド使用時) 必要吐出圧力が最大となる燃料プールのスプレイン系(常設スプレインヘッド)接続口(南)を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器および配管・弁類圧損を基に0.48MPa[gage]以上とする。

大量送水車を重大事故等時において、可搬型スプレインノズルまたは常設スプレインヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合の容量および吐出圧力を以下に示す。

**【必要容量】**  
 (可搬型スプレインノズル使用時) 蒸散量を上回ることが確認されているスプレイン量を満足する値として、48m<sup>3</sup>/h以上とする。

(常設スプレインヘッド使用時) 蒸散量を上回ることが確認されているスプレイン量を満足する値として、120m<sup>3</sup>/h以上とする。

**【吐出圧力】**  
 (可搬型スプレインノズル使用時) 必要吐出圧力が最大となる原子炉建物南側扉を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器および配管・弁類圧損を基に1.36MPa[gage]以上とする。

(常設スプレインヘッド使用時) 必要吐出圧力が最大となる燃料プールのスプレイン系(常設スプレインヘッド)接続口(南)を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器および配管・弁類圧損を基に1.58MPa[gage]以上とする。

- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2.)
  - a. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)
    - 項目1, 2が該当。
    - 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対応設備のサーベイランス頻度の考え方に基つき常設設備は1箇月に1回、可搬型設備は3箇月に1回、動作可能であることを確認する。

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 可搬型スプレインノズルが使用可能であることを外観点検により確認する。	3箇月に1回	課長 (原子炉)
2. 常設スプレインヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	1箇月に1回	当直長

可搬型スプレインノズルおよび常設スプレイヘッドについては、外観点検でつまり等がないことを確認し、必要な機能を満足していることを確認する。

(3) 要求される措置

条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
A. 常設スプレイヘッドが動作不能の場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 A2. 当直長は、燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 A3. 課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※4</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに  速やかに  速やかに

- ⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。  
要求される措置の内容を踏まえ、各設備が動作不能または所要数を満足していない場合を条件として設定する。
- ⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)）  
A1. 当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。  
A2. 燃料プールの水位および温度の確認を“速やかに”行うことにより、燃料プールに異常がないことを確認する。  
A3. 当該系統と同等の機能をもつ重大事故等対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。常設スプレイヘッドが所要数を満足していない場合は、同等の機能を有する可搬型スプレインノズルを確認する。

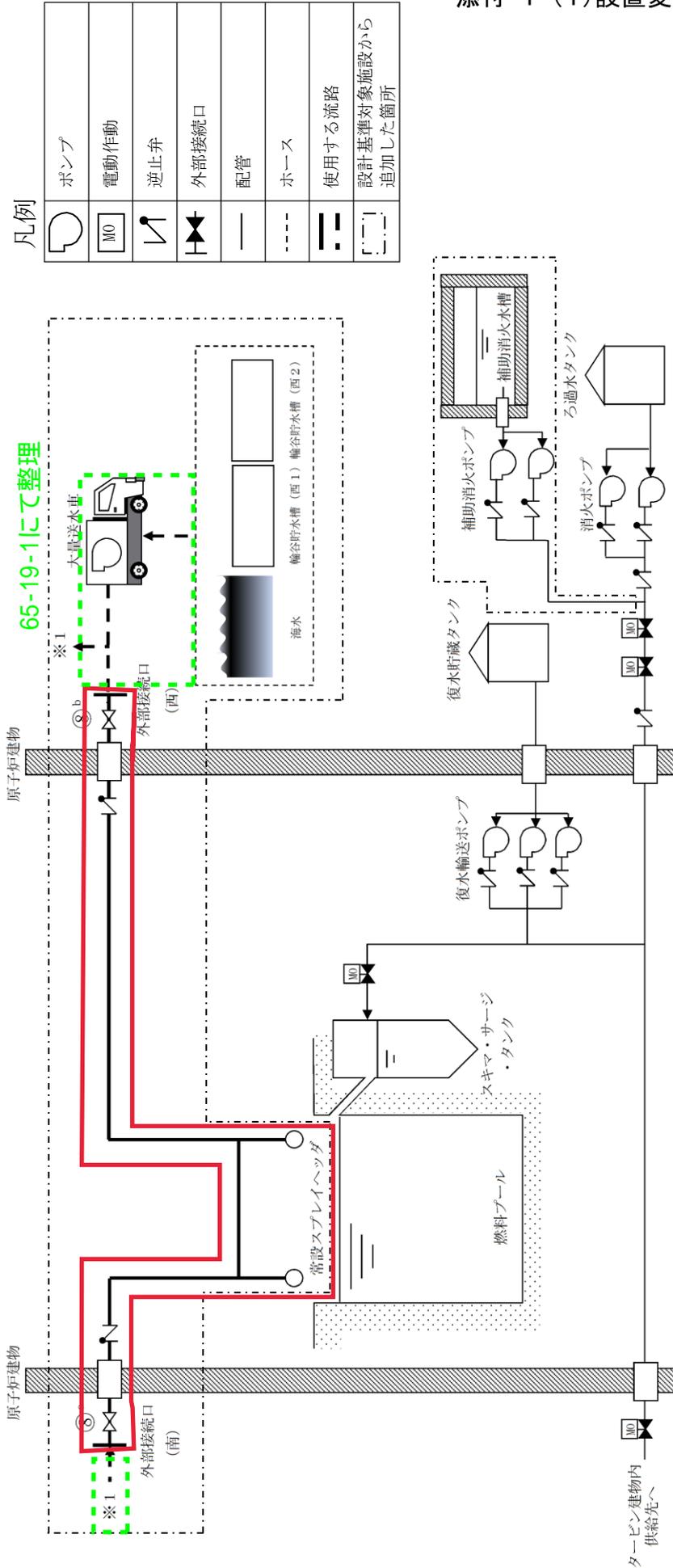
条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
B. 可搬型スプレインノズルが動作不能の場合	B1. 課長（原子炉）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 B2. 当直長は、燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 B3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに  速やかに  速やかに
C. 可搬型スプレインノズルおよび常設スプレイヘッドが動作不能の場合または燃料プールのスプレイ系が動作不能の場合	C1. 課長（原子炉）は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 C2. 当直長は、燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。	速やかに  速やかに

- B1. 当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。
- B2. 燃料プールの水位および温度の確認を“速やかに”行うことにより、燃料プールに異常がないことを確認する。
- B3. 当該系統と同等の機能をもつ重大事故等対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。可搬型スプレインノズルが所要数を満足していない場合は、同等の機能を有する常設スプレイヘッドを確認する。常設スプレイヘッドについては、可搬型スプレインノズルに対して基準要求を満足することはできないが、同等な機能を有する設備として整理する。（添付-2）
- C1. 当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。
- C2. 燃料プールの水位および温度の確認を“速やかに”行うことにより、燃料プールに異常がないことを確認する。

※4：可搬型スプレインノズルをいう。

※5：常設スプレイヘッドをいう。

65-9-1の範囲  
赤枠にて示す



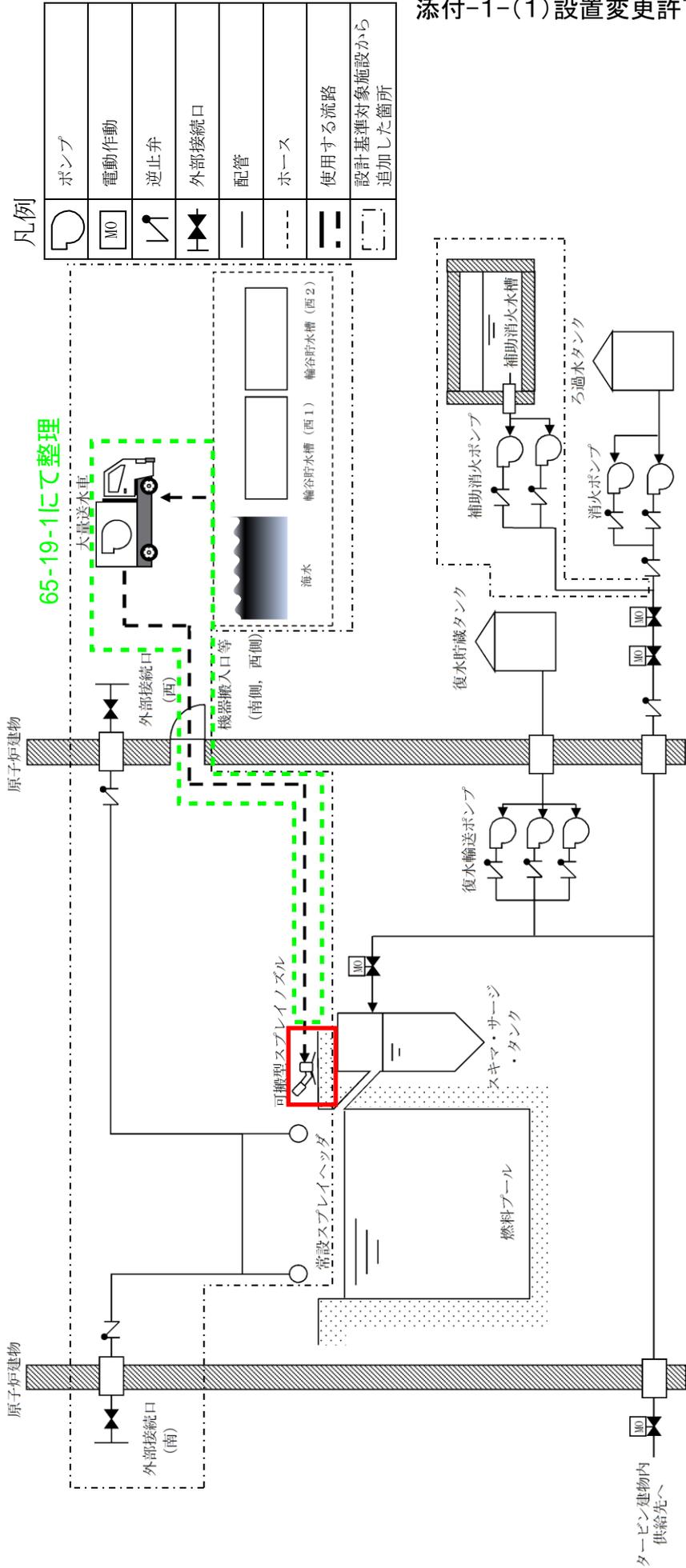
凡例

	ポンプ
	電動作動
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑧ <sup>a</sup>	SFPS A-注水ライン流量調整弁
⑧ <sup>b</sup>	SFPS B-注水ライン流量調整弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
○<sup>a</sup>~○<sup>b</sup> : 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を示す。

第 1.11-5 図 燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの注水及びスプレイ 概要図



凡例

	ポンプ
	電動作動
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.11-7図 燃料プールスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへの注水及びスプレー 概要図

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1 / 8)

技術的能力審査基準 (1.11)	番号	設置許可基準規則 (五十四条)	技術基準規則 (六十九条)	番号
<p>【本文】</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>【本文】</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	⑧
<p>【解釈】</p> <p>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的位置、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。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>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。</p>	<p>【解釈】</p> <p>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。</p>	—
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>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。</p>	②	<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>	⑨
<p>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。</p>	③	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑩
<p>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。</p> <p>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、スプレー設備により、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。</p>	④	<p>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。</p> <p>a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備(スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等)を配備すること。</p>	<p>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。</p> <p>a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備(スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等)を配備すること。</p>	⑪
<p>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。</p>	⑤	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑬
<p>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。</p> <p>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。</p>	⑥	<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>	⑭
<p>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。</p>	⑦	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑮
		<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑯

- ※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
- ※4：サイフォンブレイク機能は、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。
- ※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)
- ※6：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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2 / 8）

■：重大事故等対処設備

■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	基準 解釈対応	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
燃料プールへの注水 (常設スプレイヘッド)による	大量送水車	新設	① ② ⑧ ⑩	消火系による燃料プールへの注水(消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合)	補助消火ポンプ	常設	40分	3名	自主対策とする理由は本文参照
	輪谷貯水槽(西1)※1※5	既設			消火ポンプ	常設			
	輪谷貯水槽(西2)※1※5	既設			補助消火水槽	常設			
	ホース・接続口	新設			ろ過水タンク	常設			
	燃料プールのスプレイ系 配管・弁	新設			消火系 配管・弁, 代替注水ノズル, 代替注水配管	常設			
	常設スプレイヘッド	新設			注水用ホース	可搬			
	燃料プール	既設			燃料プール	常設			
	燃料補給設備※2	新設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	可搬型ストレーナ	新設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
	可搬型ストレーナ	新設			代替所内電気設備※2	常設			
燃料プールへの注水 (可搬型スプレイノズル)による	大量送水車	新設	① ② ⑧ ⑨ ⑩	消火系による燃料プールへの注水(復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合)	補助消火ポンプ	常設	25分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	輪谷貯水槽(西1)※1※5	既設			消火ポンプ	常設			
	輪谷貯水槽(西2)※1※5	既設			補助消火水槽	常設			
	ホース・弁	新設			ろ過水タンク	常設			
	可搬型スプレイノズル	新設			消火系 配管・弁	常設			
	燃料プール	既設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	燃料補給設備※2	新設			燃料プール冷却系 配管・弁	常設			
	可搬型ストレーナ	新設			燃料プール冷却系 配管・弁	常設			
	可搬型ストレーナ	新設			燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク	常設			
	可搬型ストレーナ	新設			燃料プール	常設			
燃料プールへのスプレイ (常設スプレイヘッド)による	大量送水車	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑫ ⑬	燃料プールへの注水(復水輸送系ライン)	常設代替交流電源設備※2	常設	25分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	輪谷貯水槽(西1)※1※5	既設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
	輪谷貯水槽(西2)※1※5	既設			代替所内電気設備※2	常設			
	ホース・接続口	新設			非常用交流電源設備※2	常設			
	燃料プールのスプレイ系 配管・弁	新設			-	-			
	常設スプレイヘッド	新設			-	-			
	燃料プール	既設			-	-			
	燃料補給設備※2	新設			-	-			
	可搬型ストレーナ	新設			-	-			
	可搬型ストレーナ	新設			-	-			
燃料プールへのスプレイ (可搬型スプレイノズル)による	大量送水車	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑪ ⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-
	輪谷貯水槽(西1)※1※5	既設			-	-			
	輪谷貯水槽(西2)※1※5	既設			-	-			
	ホース・弁	新設			-	-			
	可搬型スプレイノズル	新設			-	-			
	燃料プール	既設			-	-			
	燃料補給設備※2	新設			-	-			
	可搬型ストレーナ	新設			-	-			
	可搬型ストレーナ	新設			-	-			
	可搬型ストレーナ	新設			-	-			

- ※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
- ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
- ※4：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
- ※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※6：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

常設スプレイヘッドを使用した手順が不可となっても，  
可搬型スプレイノズルを使用した手順により，  
審査基準の要求への適合の維持が可能。(逆は成り立たない)

有効性評価(要求される容量・準備時間)  
関連箇所を赤字にて示す

第3.3.1-2表 主要評価条件 (想定事故1)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	燃料プール保有水量	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状態を想定
	燃料プール水位	通常水位を設定
	燃料プール水温	運転上許容される上限値として設定
事故条件	燃料の崩壊熱	原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日※1)で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORI GEN2を用いて算出 また、原子炉停止10日後においては、MOX燃料の方が9×9燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料プール水位低下の観点で厳しいため、燃料プールにおける使用済燃料の崩壊熱はMOX燃料を考慮
	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能及び注水機能として、燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大機器関連する条件	燃料プールスプレイスレイ系(可搬型スプレイズル)	燃料プールスプレイスレイ系(可搬型スプレイズル)による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
	燃料プールスプレイスレイ系(可搬型スプレイスレイノズル)による燃料プールへの注水	燃料プールスプレイスレイ系(可搬型スプレイズル)による燃料プールへの注水準備は、緊急時対策要員の移動及び注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生3時間10分後までに完了するが、燃料プールへの注水は燃料プールの水温が100℃に到達することにより燃料プール水位が低下し始める事象発生約7.9時間後を設定

※1 島根2号炉の定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約5日及び全燃料取り出しの最短時間約5日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な評価条件となっている。

常設スプレイヘッダ、可搬型スプレイズル、どちらを使用する場合でも、有効性評価で要求される容量・準備時間を満足できる。

※2 燃料プールスプレイスレイ系(可搬型スプレイズル)及び燃料プールの

第3.3.2-2表 主要評価条件 (想定事故2) (2/2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大 機器 関連 条件	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル)	48m <sup>3</sup> /h <sup>*2</sup> で注水	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
重大 対策 する 条件	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水	事象発生から約7.6時間後	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水準備は、緊急時対策要員の移動及び注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生3時間10分後までに完了するが、燃料プールへの注水は燃料プールの水温が100℃に到達することにより燃料プール水位が低下し始める事象発生約7.6時間後を設定

※2 燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) 及び燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) の注水容量はともに48m<sup>3</sup>/h以上である。

常設スプレイヘッド, 可搬型スプレイノズル, どちらを使用する場合でも, 有効性評価で要求される容量・準備時間を満足できる。

**準備時間  
関連箇所を赤字にて示す**

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)														備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140					
燃料プールのスプレー系 (常設スプレーヘッド) による 燃料プールへの注水及びスプレー	要員(数)	中央制御室運転員A	1	電源確認、燃料プール監視カメラ状態確認																
			6	緊急時対策所へ第4保管エリア移動※1 車両健全性確認 (ホース展開車)																
	6	緊急時対策要員																		
	6	緊急時対策要員																		
	6	緊急時対策要員																		
	6	緊急時対策要員																		
	6	緊急時対策要員																		
	6	緊急時対策要員																		
	6	緊急時対策要員																		
	6	緊急時対策要員																		

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。  
 ※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.11-6 燃料プールのスプレー系 (常設スプレーヘッド) による燃料プールへの注水及びスプレー  
 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考									
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		110	120	130	140	150	160	170		
燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレインノズル) による 燃料プールへの注水及びスプレイ	要員(数)	燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレインノズル) による 燃料プールへの注水及びスプレイ 2時間50分 ▽																			
	中央制御室運転員A	1	電源確認、燃料プール監視カメラ状態確認																		
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所へ第4保管エリア移動※1																		
			重面健全性確認(ホース取替車)																		
			送水準備(ホース取設及び送水ヘッダ接続)																		
			送水準備(送水ヘッダ→原子炉建物原子炉棟側面側)※3																		
	緊急時対策要員	6	送水準備(原子炉棟側面側)※3																		
			移動、扉開放※3																		
			送水準備(原子炉棟側面側)※3																		
			送水準備(ホース取設)																		
			電源確認、燃料プール監視カメラ状態確認																		
			緊急時対策所へ第3保管エリア移動※2																		
			重面健全性確認(大蓋送水車、ホース取替車)																		
			大蓋送水車取替																		
			送水準備(ホース取設)																		
			大蓋送水車起動、注水及びスプレイ開始(水張り・蒸気確認)																		

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。  
 ※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。  
 ※3 原子炉建物原子炉棟側面側を使用した場合は、同様の時間と想定する。

第1.11-8 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレインノズル)による燃料プールへの注水及びスプレイ  
タイムチャート

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 4.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール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注水流量を有するものとして、1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止するために必要なスプレイ量を有するものとして、1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

可搬型スプレインズルは、想定される重大事故等時において、燃料プール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注水流量を有するもの及び燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止することができるものとして1セット1個使用する。保有数は、2セット2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する。

燃料プール水位・温度（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。

燃料プール水位（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とする。燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

燃料プール監視カメラ（S A）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状況が把握できる設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が、想定される重大事故等時において、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料及びMOX新燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

a. 大量送水車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	ディフューザ形
台 数	2（予備1）
容 量	168m <sup>3</sup> /h/台以上（吐出圧力0.85MPa[gage]において） 120m <sup>3</sup> /h/台以上（吐出圧力1.4MPa[gage]において）
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

b. 可搬型スプレイノズル

数 量	2（予備1）
-----	--------

c. 常設スプレイヘッド

数 量	1
-----	---

(2) 原子炉建物放水設備

a. 大型送水ポンプ車

「第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様」に記載する。

b. 放水砲

「第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様」に記載する。

(3) 燃料プール監視設備

a. 燃料プール水位・温度（S A）

3.2 燃料プールスプレイ系

名	称	大量送水車
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<u>48 以上</u> , 48 以上, 48 以上, <u>120 以上</u> , 70 以上, 120 以上, 120 以上, 120 以上, 150 以上, 150 以上 (168 以上)
吐 出 圧 力	MPa	<u>1.36 以上</u> , 0.48 以上, 1.36 以上, <u>1.58 以上</u> , 1.21 以上, 0.33 以上, 0.99 以上, 1.38 以上, 1.37 以上, 1.44 以上, 0.42 以上 (0.85 以上)
最 高 使 用 圧 力	MPa	<input type="text"/>
最 高 使 用 温 度	℃	<input type="text"/>
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	4 (予備 1)

**【設 定 根 拠】**

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系(燃料プール冷却機能)及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

大量送水車は、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燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール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設置する。

系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、大量送水車より、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールスプレイ系配管又はホース等を経由しては可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

## 【設定根拠】(続き)

重大事故等時の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において実施するケースは、「全交流動力電源喪失(長期TB)」、「全交流動力電源喪失(TBU)」、「全交流動力電源喪失(TBD)」又は「全交流動力電源喪失(TBP)」である。この場合、原子炉圧力容器への注水流量 $30\text{m}^3/\text{h}$ 及び原子炉格納容器内へのスプレイ流量 $120\text{m}^3/\text{h}$ で同時に実施できる設計とする。

1. 容量の設定根拠(1) 燃料プールへ注水する場合の容量(可搬型スプレイノズル使用時)  $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する場合は、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている燃料プールへの注水量が $48\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

(2) 燃料プールへ注水する場合の容量(常設スプレイヘッド使用時)  $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合は、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている燃料プールへの注水量が $48\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

(3) 燃料プールへスプレイする場合の容量(可搬型スプレイノズル使用時)  $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合は、添付書類VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

(4) 燃料プールへスプレイする場合の容量(常設スプレイヘッド使用時)  $120\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合は、添付書類VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $120\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

(9) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 120m<sup>3</sup>/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が 120m<sup>3</sup>/h であることから、120m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

(10) 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量 150m<sup>3</sup>/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量は、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が30m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器内へのスプレイ流量が120m<sup>3</sup>/hであることから、150m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

(11) 取水した海水を大量送水車に送水する場合の容量 150m<sup>3</sup>/h/個以上

大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の容量は、送水先である下流の大量送水車の最大送水流量が原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の150m<sup>3</sup>/hであることから、150m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値について大量送水車は、消防法に基づく技術上の規格（A-1級）を満足するものを採用していることから、その規格上要求される容量168m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

2. 吐出圧力の設定根拠(1) 燃料プールへ注水する場合の吐出圧力（可搬型スプレイノズル使用時） 1.36MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる原子炉建物南側扉を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約 0.26MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.47MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.09MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.53MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 1.36MPa

以上より、可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.36MPa 以上とする。

注記\*：原子炉建物南側扉を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

なお原子炉建物機器搬出入口を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 1.36MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

## (2) 燃料プールへ注水する場合の吐出圧力 (常設スプレイヘッド使用時) 0.48MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

- (4) 燃料プールへスプレイする場合の吐出圧力 (常設スプレイヘッド使用時) 1.58MPa 以上  
 大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約-0.11MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.43MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 1.24MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 1.58MPa

以上より、常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する大量送水車の吐出圧力は 1.58MPa 以上とする。

注記\* : 燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) 及び (西) ~スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部~燃料プールスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお、燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (西) を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 1.58MPa を下回る。

- ・燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) 及び (西) ~スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部~燃料プールスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

## 【設定根拠】(続き)

以上より、大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の吐出圧力は 0.42MPa 以上とする。

注記\*：大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース

公称値については、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格 (A-1 級) を満足するものを採用していることから、その規格上要求される吐出圧力 0.85MPa 以上とする。

## 3. 最高使用圧力の設定根拠

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプの吐出圧力 1.58MPa を上回る圧力として  MPa とする。

## 4. 最高使用温度の設定根拠

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性を確認している代替淡水源の温度 35°C 及び海水の温度 30°C を上回る  °C とする。

## 5. 原動機出力

大量送水車の原動機出力は、必要軸動力が最大となる流量 120m<sup>3</sup>/h 時の軸動力を基に設定する。

大量送水車の流量が 120m<sup>3</sup>/h、吐出圧力が 1.58MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は、約  kW となる。

以上より、大量送水車の原動機出力は、 kW/個とする。

## 6. 個数の設定根拠

大量送水車 (原動機含む。) は、重大事故等対処設備として淡水又は海水を燃料プールへ注水又はスプレイするため等にの必要な個数が 1 基あたり 2 個を 1 セット として、2 セット 4 個の合計 4 個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。

保安規定第65条

表65-9「燃料プールの冷却等のための設備」

65-9-2「燃料プールの除熱」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

65-9-2 燃料プールの除熱 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
燃料プールの除熱	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱※1が動作可能であること※2

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥
燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール冷却ポンプ	1台
	燃料プール冷却系熱交換器	1基
	原子炉補機代替冷却系	※3
	常設代替交流電源設備	※4
	代替所内電源設備	※5

※1：燃料プール冷却系による燃料プールの除熱とは、フィルタバイパス運転による除熱をいう。

※2：必要な弁、配管およびスキマサージタンクを含む。

※3：第65条(65-5-3 原子炉補機代替冷却系)において運転上の制限等を定める。

※4：第65条(65-1-2-1 常設代替交流電源設備)において運転上の制限等を定める。

※5：第65条(65-1-2-5 代替所内電源設備)において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十四条(1.11)が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱が可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十四条(1.11)

1. 「燃料プールの冷却等のための設備(手順等)」として、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏れいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において当該燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、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る(手順等を定める)こと。

④ 燃料プール冷却系は、重大事故等発生時に燃料プールから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に、燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 燃料プール冷却ポンプおよび燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、想定される重大事故等発生時において、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を1台および1基で除熱できることから、1台および1基を所要数とする。(添付-2)

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 燃料プール冷却系ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が $\square$ m以上であることを確認する。	1年に1回	課長 (原子炉)
2. FPCフィルタ入口弁およびFPCフィルタバイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1年に1回	当直長
3. 燃料プール冷却系ポンプが起動すること※6を確認する。	1箇月に1回	当直長

※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 2)

a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。)

項目1, 2が該当。

点検計画に合わせ、性能確認を実施する。

項目1は、フィルタバイパスの系統構成 (項目2) 後に実施する。

確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2)

弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、FPCフィルタ入口弁およびFPCフィルタバイパス弁を対象とする。

b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目3が該当。

頻度は、設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし、1箇月に1回とする。

(3) 要求される措置

条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
A. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱が動作不能の場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は、燃料プールの温度上昇評価を実施する。 および A3. 当直長および課長 (原子炉) は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに

※7：燃料プールスプレイ系による燃料プールの注水および残留熱除去系による燃料プールの除熱が要求される措置A2の評価時間内に実施可能であることを確認する。燃料プールスプレイ系については、ホースの事前接続等の補充措置を含む。残留熱除去系については管理的手段により確認する。

⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。

燃料プール冷却系は、1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (2), (3))

A1. 当該系統を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。

A2. 重大事故等発生時の時間余裕を確認するため、燃料プールの水温が65℃ (保安規定第54条 (燃料プールの水位および温度) の運転上の制限) に到達するまでの時間を“速やかに”評価する。

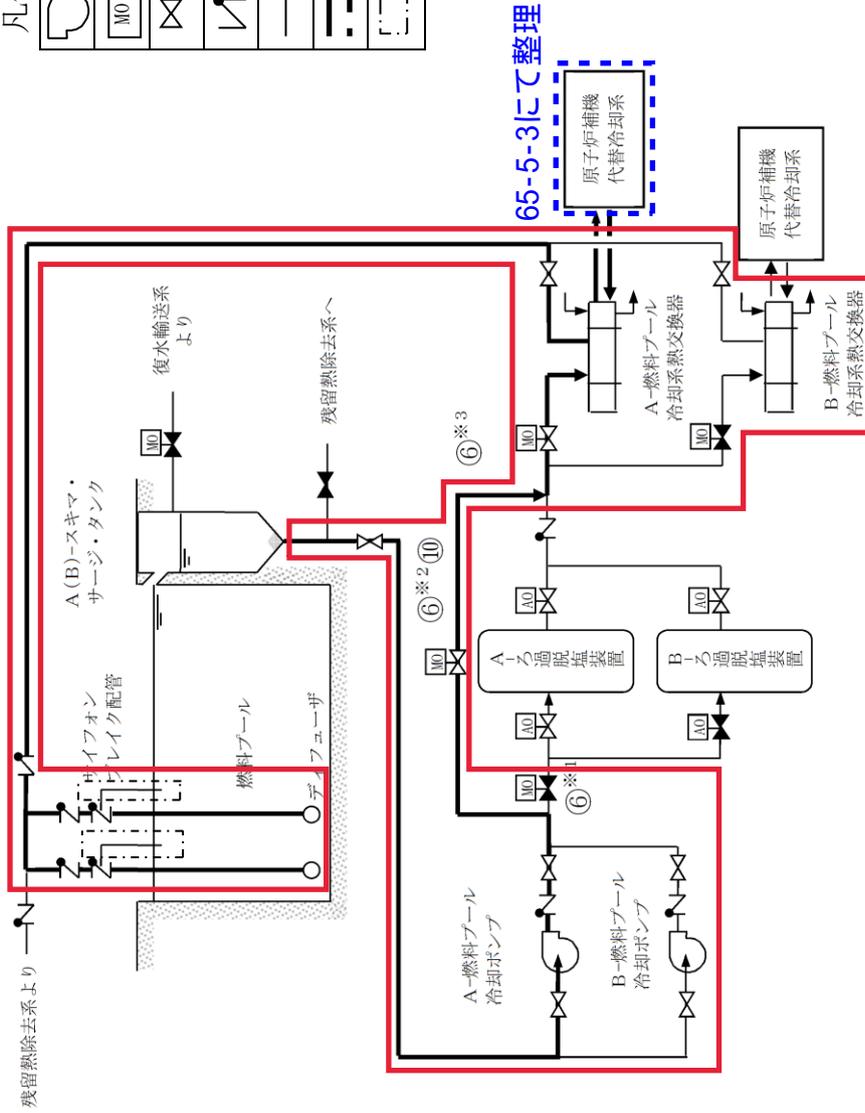
A3. 燃料プール冷却系が動作不能となった場合は、代替措置として燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズルまたは常設スプレイヘッド使用) による燃料プールの注水および残留熱除去系による燃料プールの除熱がA2.の評価時間内に実施可能であることを“速やかに”確認する。

なお、原子炉の状態が運転、起動および高温停止においては、残留熱除去系は保安規定第39条 (非常用炉心冷却系その1) で待機が要求されているため、管理的手段による確認とする。

65-9-2の範囲  
赤枠にて示す

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
⑥※1	FPCフィルタ入口弁
⑥※2⑩	FPCフィルタバイパス弁
⑥※3	A-FPC熱交入口弁

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

第 1.11-13 図 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 概要図

可搬型スプレインズルは、想定される重大事故等時において、燃料プール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注水流量を有するもの及び燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止することができるものとして1セット1個使用する。保有数は、2セット2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する。

燃料プール水位・温度（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。

燃料プール水位（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とする。燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

燃料プール監視カメラ（S A）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状況が把握できる設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が、想定される重大事故等時において、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料及びMOX新燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1（検出点 7 箇所）
計測範囲	水位 -1,000～6,710mm <sup>※1</sup> （E L. 34, 518mm～E L. 42, 228mm） 温度 0～150℃

※1：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（E L. 35, 518mm）

b. 燃料プール水位（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
計測範囲	-4.30～7.30m <sup>※2</sup> （E L. 31, 218mm～E L. 42, 818mm）

※2：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（E L. 35, 518mm）

c. 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）

第8.1-2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

d. 燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
-----	---

(4) 燃料プール冷却系

a. ポンプ

台 数	1（予備 1）
容 量	約200m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	約88m

b. 熱交換器

基 数	1（予備 1）
伝熱容量	約1.9MW

**設定根拠**

**関連箇所を下線にて示す**

名 称	<u>燃料プール冷却ポンプ</u>	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<input type="text"/> 以上 (198)
揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (88)
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	110
個 数	—	2

**【設 定 根 拠】**

(概 要)

・ 設計基準対象施設

燃料プール冷却ポンプは、設計基準対象施設としてスキマサージタンクから燃料プール冷却系熱交換器に燃料プール水を昇圧し、燃料プール冷却系ろ過脱塩器及び燃料プール冷却系熱交換器に通した後、燃料プールに戻すために設置する。

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール冷却系）として使用する燃料プール冷却ポンプは、以下の機能を有する。

燃料プール冷却ポンプは、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール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設置する。

系統構成は、重大事故等時において、燃料プール水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの容量は、燃料プール冷却ポンプ1台で燃料プール水量を1日2回循環させる流量 m<sup>3</sup>/h を上回る容量として、ろ過脱塩装置浄化能力、熱交換器経済的設計等を考慮し、m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、198m<sup>3</sup>/h/個とする。

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

【設定根拠】(続き)

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの揚程は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、水頭、機器圧力損失、配管・機器の圧力損失ろ過脱塩装置の圧力損失を基に設定する。

① 静水頭	:	<input type="text"/>	m
② 配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
配管・弁類圧力損失	:	<input type="text"/>	m
合計		<input type="text"/>	m
③ ろ過脱塩装置圧損	:	<input type="text"/>	m
④ ①～③の合計	:	<input type="text"/>	m

上記から、燃料プール冷却ポンプの揚程は、mを上回るm以上とする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器を経由せず、圧力損失が設計基準対象施設として使用する場合よりも小さいため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、m以上とする。

公称値については、88mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力は、静水頭、及び燃料プール冷却ポンプ締切揚程を基に設定する。

① 静水頭	:	<input type="text"/>	MPa
② ポンプ締切揚程	:	<input type="text"/>	MPa
③ ①～②の合計	:	<input type="text"/>	MPa

上記から、燃料プール冷却ポンプの最高使用圧力は、MPaを上回る1.37MPaとする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、1.37MPaとする。

【設 定 根 拠】 (続き)

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの最高使用温度は、主配管「残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における主配管「残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却ポンプ」の使用温度と同じ66℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却ポンプの原動機出力は、燃料プール冷却ポンプの定格流量点での軸動力を基に設定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

- P : 軸動力 (kW)
- $P_w$  : 水動力 (kW)
- $\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000
- $g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665
- Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 198/3600
- H : 揚程 (m) = 88
- $\eta$  : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left( \frac{198}{3600} \right) \times 88}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

定格流量点における燃料プール冷却ポンプの流量は 198m<sup>3</sup>/h、揚程は 88m であり、その時の燃料プール冷却ポンプの必要軸動力は  kW となる。

以上より、燃料プール冷却ポンプの原動機出力は、軸動力  kW を上回る 110kW/個とする。

**【設定根拠】**（続き）

燃料プール冷却ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、重大事故等時の容量及び揚程が設計基準対象施設の容量及び揚程と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する場合の原動機出力と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、110kW/個とする。

## 6. 個数の設定根拠

燃料プール冷却ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設としてスキマサージタンクから供給される燃料プール水を昇圧し、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器に通した後、燃料プールに戻すために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

燃料プール冷却ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

保安規定第65条

表65-9「燃料プールの冷却等のための設備」

65-9-3「燃料プール監視設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)

添付-3 代替パラメータに関する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付八

(代替パラメータによる主要パラメータの推定)

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十四条（1. 1 1）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、燃料プール監視設備の所要チャンネル数が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十四条（1. 1 1）

1. 「燃料プールの冷却等のための設備（手順等）」として、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、または燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、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る（手順等を定める）こと。
2. 「燃料プールの冷却等のための設備（手順等）」として、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燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ 燃料プールの監視のために必要な設備であり、燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間は待機が要求されるため、適用される原子炉の状態は「燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

⑤ ②に含まれる要素

⑥ 燃料プール監視設備は、1 N要求設備であり、必要なパラメータを監視するため、動作可能であるべきチャンネル数を各1チャンネルとする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-2）

65-9-3 燃料プール監視設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③	動作可能であるべきチャンネル数 ⑥
燃料プール監視設備	燃料プール監視設備が動作可能であること	
適用される原子炉の状態 ④	要素 ⑤	
燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール水位・温度 (SA)	1
	燃料プール水位 (SA)	1
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1 ※2
	燃料プール監視カメラ (SA) ※1	1

※1：燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。

※2：1チャンネルとは、高レンジおよび低レンジの両方をいう。

保安規定 第65条 条文

記載の説明

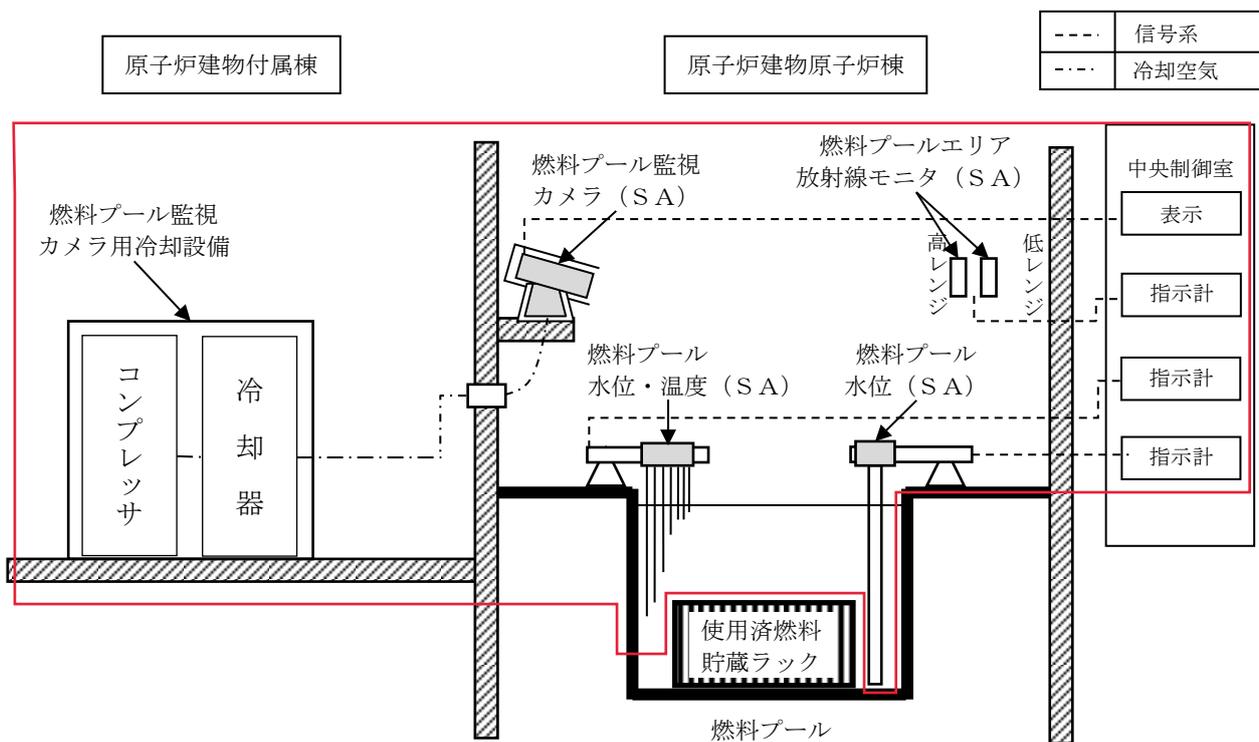
備考

(2) 確認事項

要素	項目 ⑦	頻度	担当
1. 燃料プール水位・温度 (SA)	チャンネル校正を実施する。	定事検止時	課長 (計装)
	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1箇月に1回	当直長
2. 燃料プール水位 (SA)	チャンネル校正を実施する。	定事検止時	課長 (計装)
	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1箇月に1回	当直長
3. 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	チャンネル校正を実施する。	定事検止時	課長 (計装)
	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1箇月に1回	当直長
4. 燃料プール監視カメラ (SA)	機能を確認する。	定事検止時	課長 (計装)
	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長

- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 2)
- a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。)
- 項目 1, 2, 3, 4 の定事検止時に確認する事項が該当。  
定事検止時の確認事項は, 保安規定第 27 条 (計測および制御設備) の各チャンネルと同様, チャンネル校正または機能確認を行う。
- b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)
- 項目 1, 2, 3, 4 の 1 箇月に 1 回確認する事項が該当。  
項目 1, 2, 3 については, 指示値により動作不能でないことの確認 (振切れや他の計器との差異の有無等の確認), 項目 4 については, 映像確認等により動作可能であることの確認を行う。頻度については, 設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度に合わせるものとし, 1 箇月に 1 回とする。





第4.3-4図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視)

可搬型スプレインズルは、想定される重大事故等時において、燃料プール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注水流量を有するもの及び燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止することができるものとして1セット1個使用する。保有数は、2セット2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する。

燃料プール水位・温度（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。

燃料プール水位（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とする。燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

燃料プール監視カメラ（S A）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状況が把握できる設計とする。

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が、想定される重大事故等時において、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料及びMOX新燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

a. 大量送水車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	ディフューザ形
台 数	2（予備1）
容 量	168m <sup>3</sup> /h/台以上（吐出圧力0.85MPa[gage]において） 120m <sup>3</sup> /h/台以上（吐出圧力1.4MPa[gage]において）
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

b. 可搬型スプレイノズル

数 量	2（予備1）
-----	--------

c. 常設スプレイヘッド

数 量	1
-----	---

(2) 原子炉建物放水設備

a. 大型送水ポンプ車

「第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様」に記載する。

b. 放水砲

「第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様」に記載する。

(3) 燃料プール監視設備

a. 燃料プール水位・温度（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1（検出点7箇所）
計測範囲	水位 -1,000～6,710mm <sup>※1</sup> (E L. 34,518mm～E L. 42,228mm)
	温度 0～150℃

※1：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(E L. 35,518mm)

b. 燃料プール水位（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
計測範囲	-4.30～7.30m <sup>※2</sup> （E L. 31,218mm～E L. 42,818mm）

※2：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(E L. 35,518mm)

c. 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）

第8.1-2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

d. 燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
-----	---

(4) 燃料プール冷却系

a. ポンプ

台 数	1（予備1）
容 量	約200m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	約88m

b. 熱交換器

基 数	1（予備1）
伝熱容量	約1.9MW

## (2) プロセス放射線モニタリング設備

## a. 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・放射線管理設備 (通常運転時等)

個 数	2
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

## b. 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・放射線管理設備 (通常運転時等)

個 数	2
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

## c. 第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・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

高レンジ

個 数	2
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

低レンジ

個 数	1
計測範囲	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

## (3) エリア放射線モニタリング設備

## a. 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

## 高レンジ

個 数	1
計測範囲	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

## 低レンジ

個 数	1
計測範囲	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

## b. 可搬式エリア放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	半導体式検出器
計測範囲	0.001～999.9mSv/h
台 数	1（予備1）

代替パラメータに関する説明  
 関連箇所を赤枠にて示す

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プールの水位を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合、水位と放射線率の関係により放射線量を推定する。 ②燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールの放射線モニタ (SA)、燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プールの監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

保安規定第65条

表65-10「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」

65-10-1「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」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数，必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数，必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

表65-10 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

65-10-1 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 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
原子炉建物放水設備	原子炉建物放水設備が動作可能であること※1

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転	大型送水ポンプ車	1台
起動	放水砲	1台
高温停止	泡消火薬剤容器	5個
低温停止	燃料補給設備	※2

※1：必要なホースを含む。

※2：第65条(65-12-6 燃料補給設備)において運転上の制限等を定める。

記載の説明

- ① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十四条(1.11)設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十五条(1.12)が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、可搬型重大事故等対処設備である原子炉建物放水設備が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))
  - ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十四条(1.11)「燃料プールの冷却等のための設備(手順等)」として、燃料プールからの大量の漏えいその他の原因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料集合体の損傷の進行緩和、および臨界を防止するために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。
  - ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十五条(1.12)「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備(手順等)」として、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または燃料プール内の燃料集合体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る(手順等を定める)こと。
- ④ 技術的能力審査基準1.13「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量を供給するために必要な手順等を定めること、及び海その他の水源(前項の水源を除く)から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。
- ④ 原子炉建物放水設備は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷により発電所外へ放射性物質が拡散することの抑制および航空機衝突による航空機燃料火災の泡消火のために必要な設備であり、原子炉格納容器破損に至る可能性のある原子炉の状態および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において待機が必要な設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))
- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ 原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車、放水砲および泡消火薬剤容器は、1N要求設備であり、大気への放射性物質の拡散抑制または航空機燃料火災への対応に対して、大型送水ポンプ車および放水砲はそれぞれ1セット1台ならびに泡消火薬剤容器は1セット5個を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1), 添付-2)

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 大型送水ポンプ車を起動し、吐出圧力1.34MPa[gage]以上、流量が1,320m <sup>3</sup> /h以上であることを確認する。	1年に1回	課長 (タービン)
2. 大型送水ポンプ車を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)
3. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)
4. 泡消火薬剤容器が使用可能であることおよび泡消火薬剤の備蓄量が646L以上であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (保修管理)

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針

4. 2)

a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)

項目1が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき1年に1回、性能確認を実施する。

確認する吐出圧力および流量は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき設定する。(添付-2)

b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目2, 3, 4が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき3箇月に1回、動作可能であることを確認する。

確認する備蓄量は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき設定する。(添付-2)

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 原子炉建物放水設備が動作不能の場合	A1. 当直長は、残留熱除去系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※3 とともに、その他の設備※4 が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、燃料プールの水位がオーバーフロー一水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 課長（タービン）または課長（保守管理）は、代替措置※5 を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A4. 課長（タービン）または課長（保守管理）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに   速やかに  3 日間  1 0 日間
	B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間
低温停止 燃料交換	A. 原子炉建物放水設備が動作不能の場合	A1. 課長（タービン）または課長（保守管理）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は、燃料プールの水位がオーバーフロー一水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 課長（タービン）または課長（保守管理）は、代替措置※5 を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに

※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※4：残りの残留熱除去系 2 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※5：代替品の補充等という。

⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。  
原子炉建物放水設備は、1 N 要求設備であるため、動作可能な設備が 1 N 未満となった場合を条件として記載する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針 4. 3 (2), (3)）

【運転、起動および高温停止】

A1., A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、原子炉建物放水設備は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、当該設備に期待する機能である「炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または燃料プール内の燃料集合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」ことの前段階である原子炉格納容器破損防止および燃料プールの健全性確保の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系（低圧注水モード、格納容器冷却モード、サブレシジョンプール水冷却モード）が動作可能であること、燃料プールの水位および水温が保安規定第 5 4 条（燃料プールの水位および水温）に定められている制限値を満足していることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。

A3. 当該システムの機能を補充する代替措置（可搬型ポンプの補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合の AOT 上限（1 N 未満）である「3 日間」とする。

A4. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合の AOT 上限の「1 0 日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

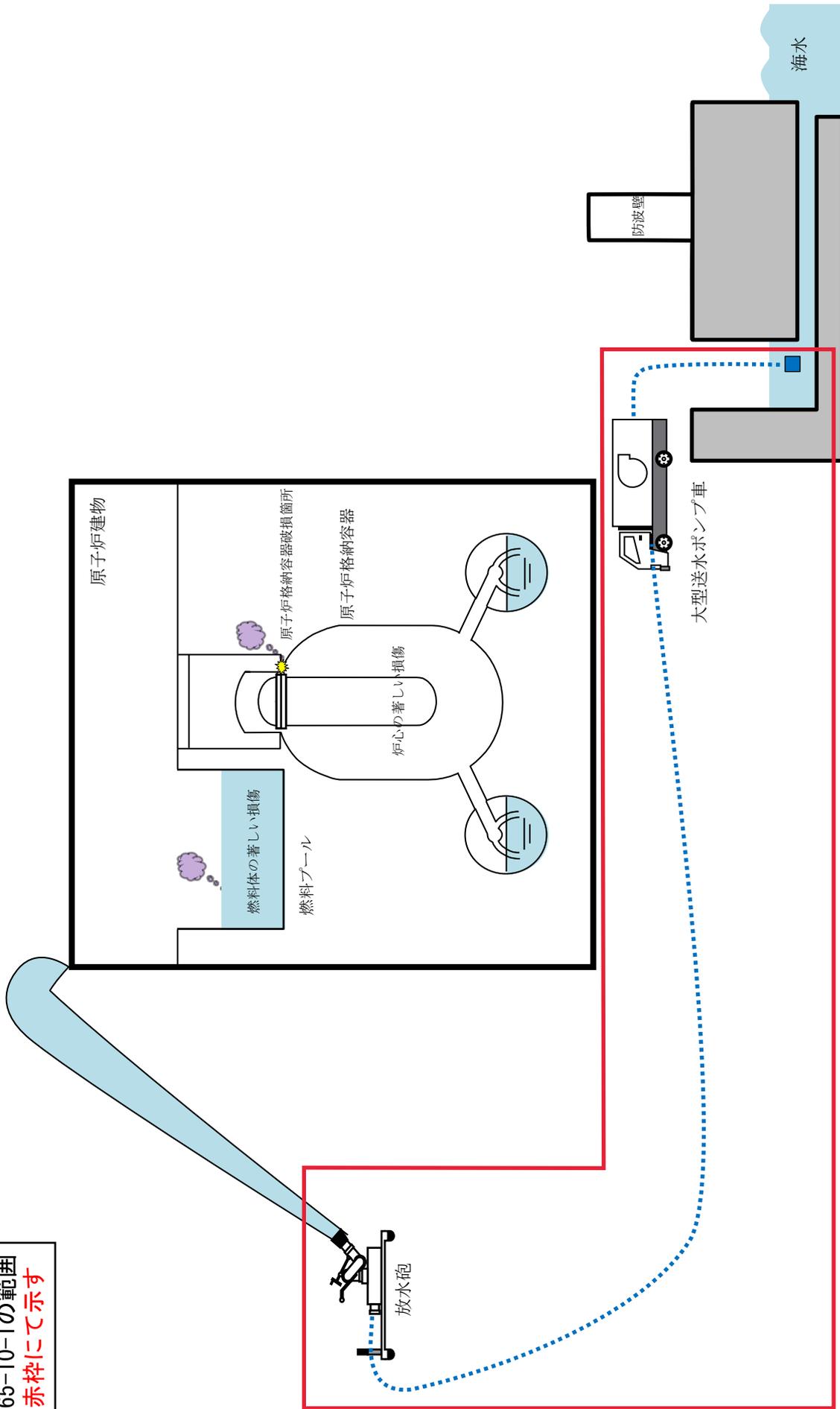
【低温停止および燃料交換】

A1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。

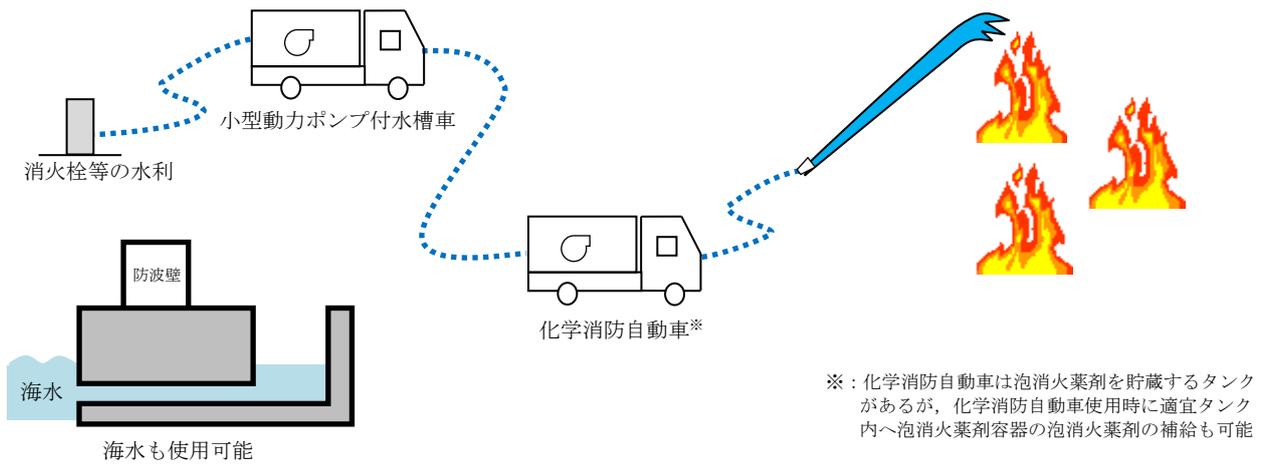
A2. 【運転、起動および高温停止】における A2. と同様。ただし、低温停止および燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。

A3. 【運転、起動および高温停止】における A3. と同様。ただし、低温停止および燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。

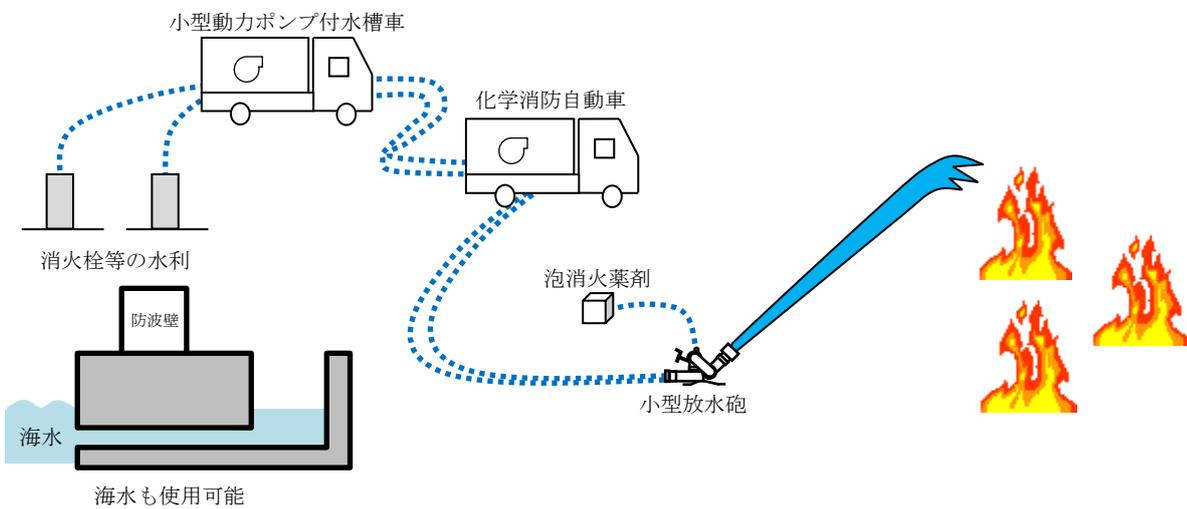
65-10-1の範囲  
赤枠にて示す



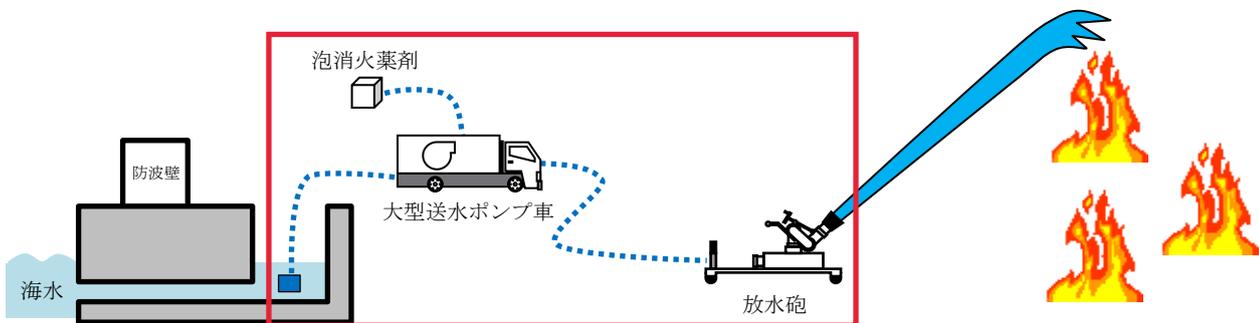
第1.12-1 図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図



化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用しない場合）



化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用する場合）



大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火

第 1.12-12 図 航空機燃料火災への対応の概要図

所要数・必要容量  
関連箇所を下線にて示す

は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお、放射性物質吸着材は、透過性を考慮した設計とすることで、雨水排水路集水枥等からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、仮に閉塞した場合においても、放射性物質吸着材の吊り上げ等によって流路を確保することができる設計とする。

放水砲は、放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大型送水ポンプ車及び放水砲は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、想定される重大事故等時において、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して、移動等ができる設計とし、放水砲による直状放射により原子炉建物の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

原子炉建物放水設備である泡消火薬剤容器は、航空機燃料火災に対応するため、大型送水ポンプ車に接続することで泡消火できるものを1セット5個に加えて、泡消火薬剤容器の破損時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を保管する。

海洋拡散抑制設備である放射性物質吸着材は、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、雨水排水路集水枥3箇所を設置する。保有数は、各設置場所に対して1組を保管する。

海洋拡散抑制設備であるシルトフェンスは、想定される重大事故等時に

第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の  
主要機器仕様

(1) 原子炉建物放水設備

a. 大型送水ポンプ車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールの冷却等のための設備

台 数 1 (予備1)

容 量 1,800m<sup>3</sup>/h/台

吐出圧力 1.4MPa[gage]

b. 放水砲

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールの冷却等のための設備

台 数 1 (予備1)

c. 泡消火薬剤容器

個 数 5 (予備1)

容 量 1,000L/個

(2) 海洋拡散抑制設備

a. 放射性物質吸着材

(a) 雨水排水路集水柵 (No. 3排水路) 用

個 数 1組/箇所

(b) 雨水排水路集水柵 (2号炉放水槽南) 用

個 数 1組/箇所

(c) 雨水排水路集水柵 (2号炉廃棄物処理建物南) 用

個 数 1組/箇所

b. シルトフェンス

(a) 2号炉放水接合槽用

本 数 2 (予備2) ※1

3.3 原子炉建物放水設備

名	称	大型送水ポンプ車
容	量	m <sup>3</sup> /h/個
		1320 以上 (1800)
吐	出	圧
力		MPa
		1.34 以上 (1.20)
最	高	使
用	圧	力
		MPa
		<input type="text"/>
最	高	使
用	温	度
		℃
		<input type="text"/>
原	動	機
出	力	
		kW/個
		<input type="text"/>
個	数	—
		1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(原子炉建物放水設備)として使用する大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール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設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大型送水ポンプ車により海水をホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(原子炉建物放水設備)として使用する大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール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設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大型送水ポンプ車により海水をホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大型送水ポンプ車及び泡消火薬剤容器により海水と泡消火薬剤を混合しながら、ホースを經由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

## 【設定根拠】(続き)

## 1. 容量の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等において使用する場合の容量は、原子炉建物屋上へ放水できる容量を基に設定する。

大気への放射性物質の拡散を抑制するために必要となる大型送水ポンプ車の容量は、図1から図5に示すとおり、 $1320\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉建物北西側、西側、南西側、南側又は南東側から放水することにより原子炉建物屋上へ網羅的な放水が可能である。また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために必要となる大型送水ポンプ車の容量についても、図6から図10に示すとおり、 $1320\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉建物北西側、西側、南西側、南側又は南東側から放水することにより原子炉建物屋上へ網羅的な放水が可能である。

以上より、大型送水ポンプ車容量は、 $1320\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

公称値については、要求される容量以上である  $1800\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ とする。

## (1) 原子炉建物に対する放水曲線（放射性物質拡散抑制として使用する場合）

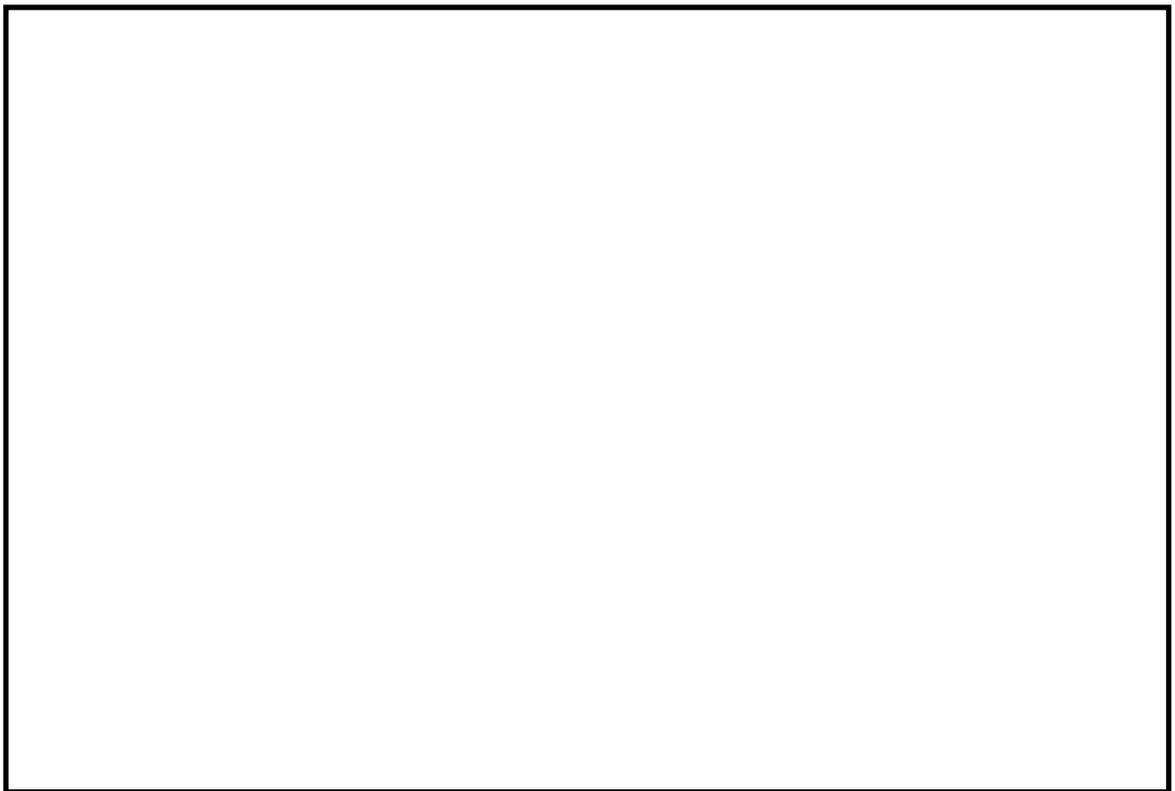


図1 原子炉建物北西側から東向きへの放水曲線

【設 定 根 拠】 (続き)



図 2 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

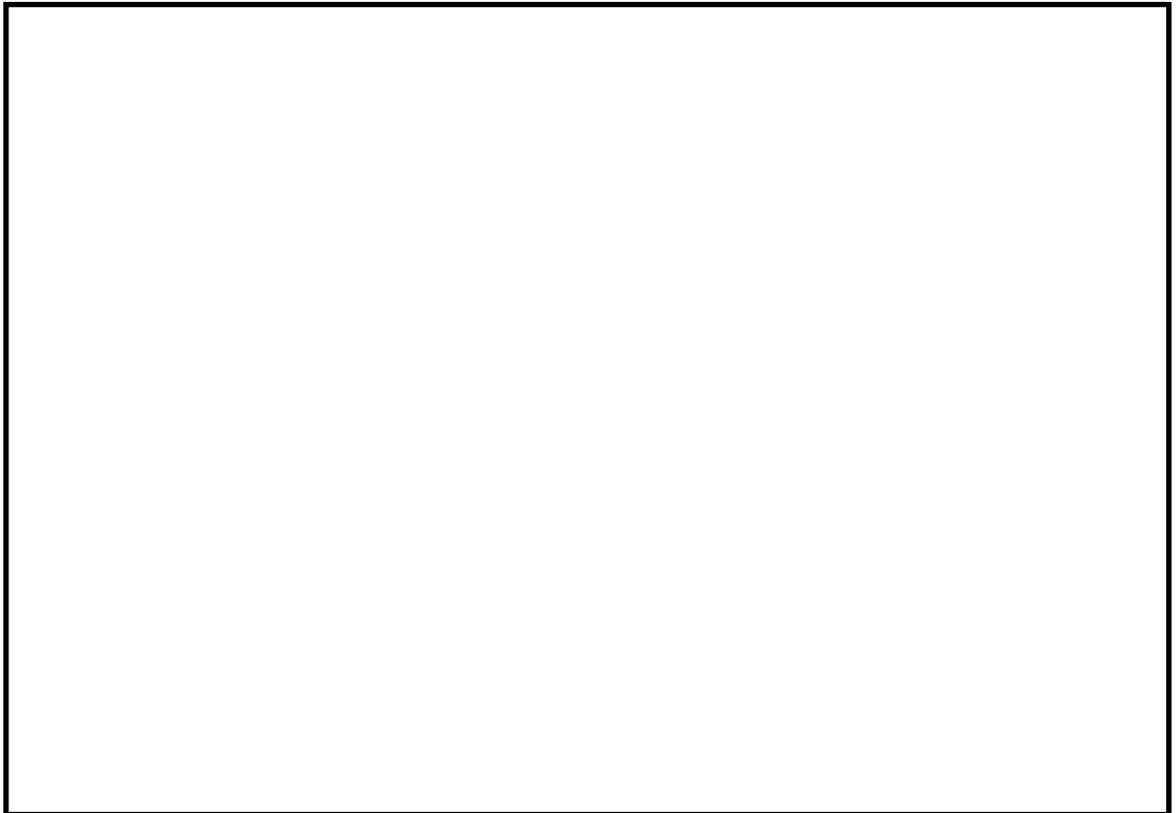


図 3 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

【設 定 根 拠】 (続き)

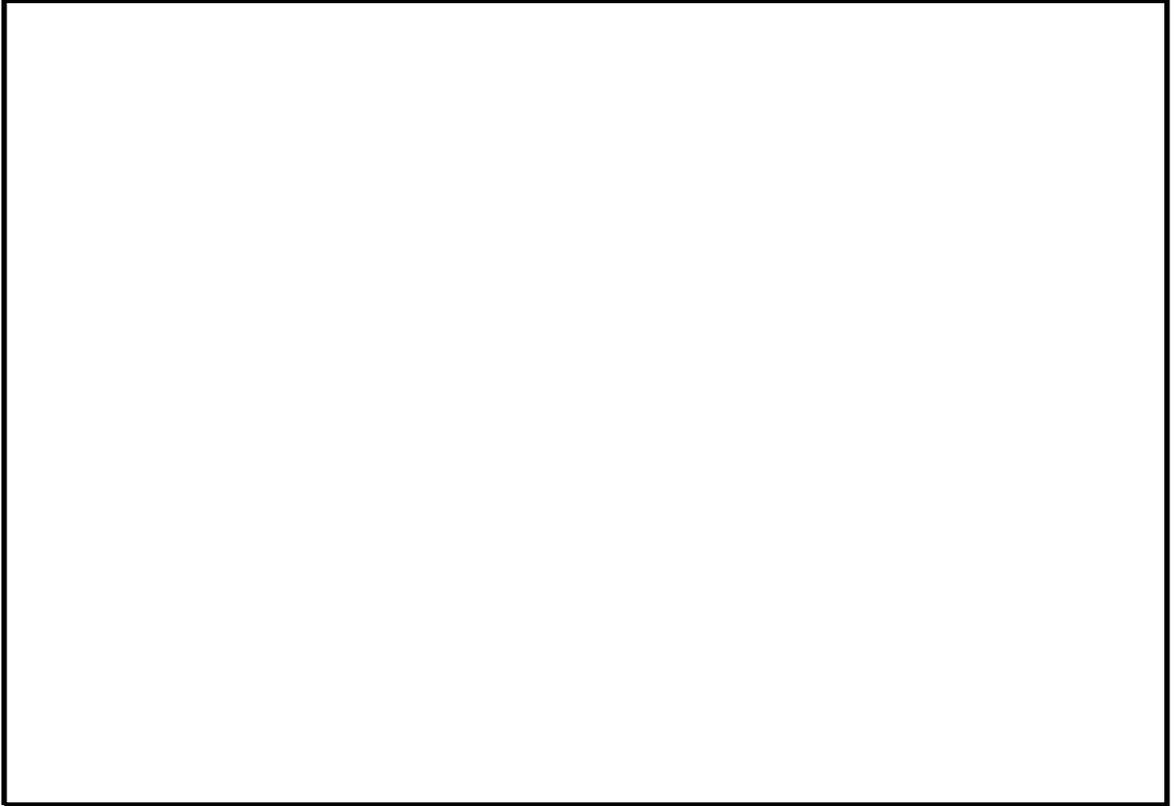


図 4 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

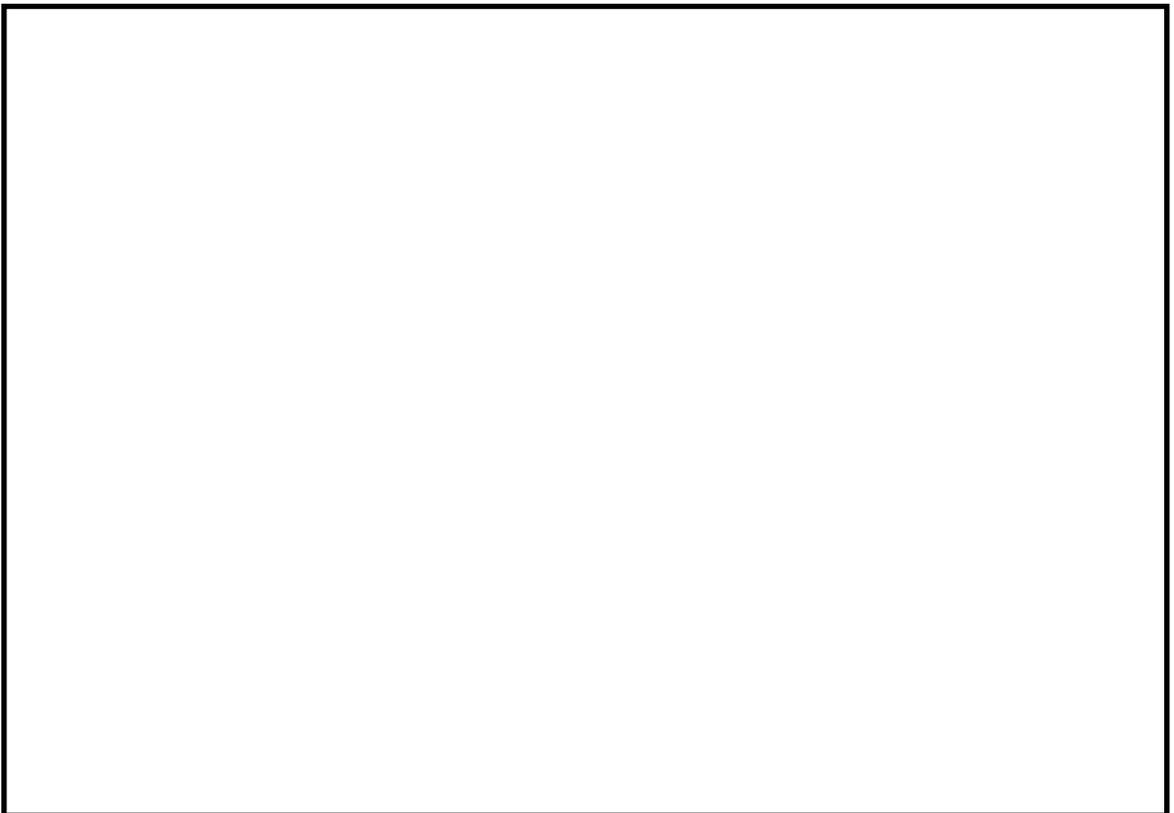


図 5 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

【設定根拠】(続き)

(2) 原子炉建物に対する放水曲線 (航空機燃料火災への対応として使用する場合)



図6 原子炉建物北西側から東向きへの放水曲線

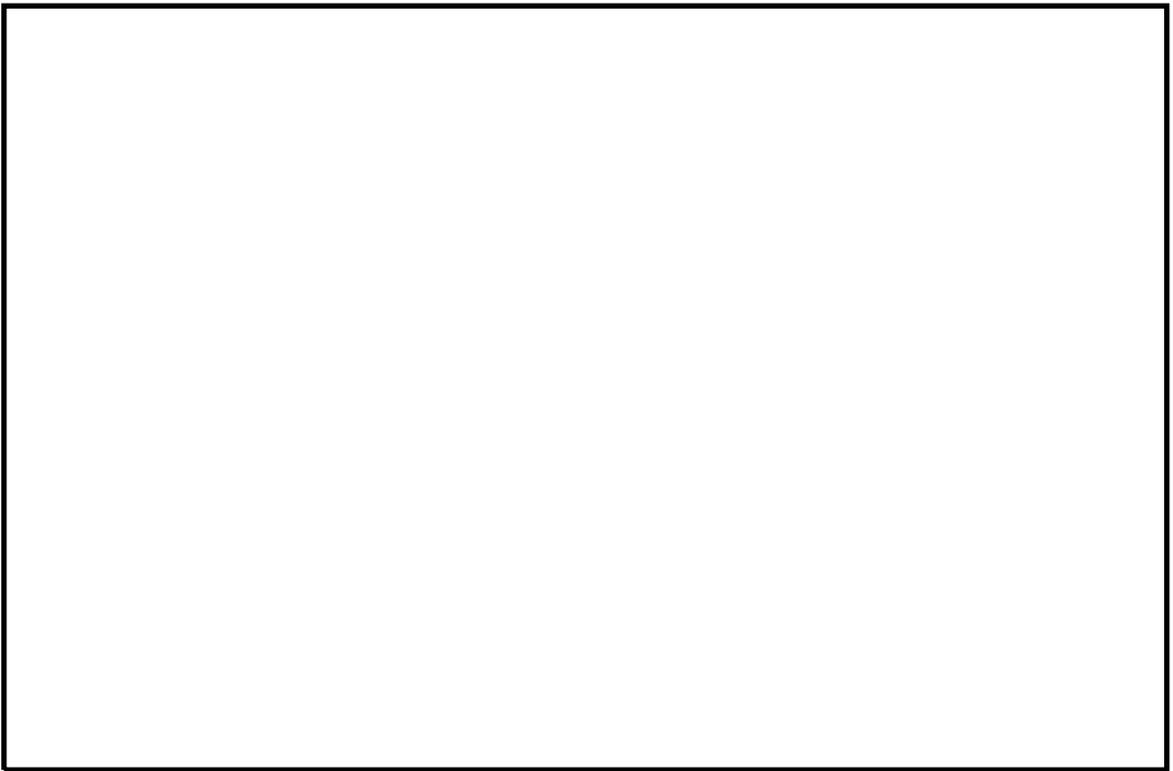


図7 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

【設 定 根 拠】 (続き)

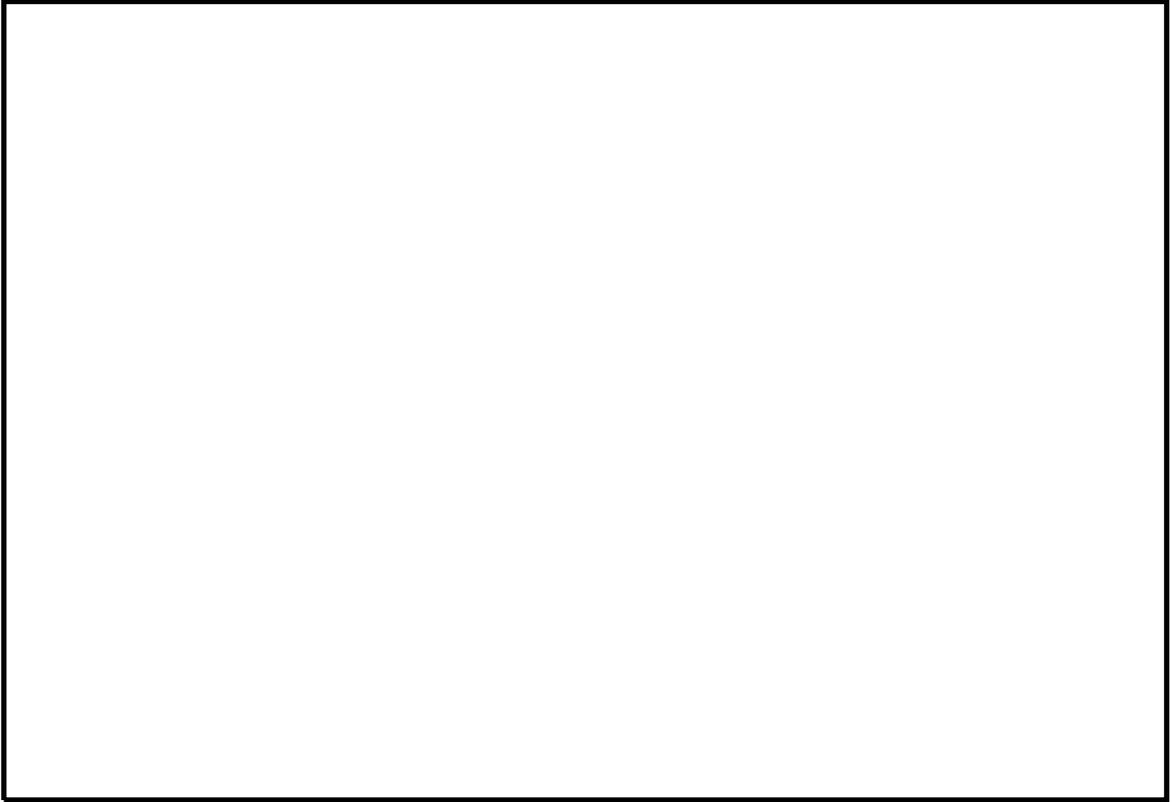


図 8 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

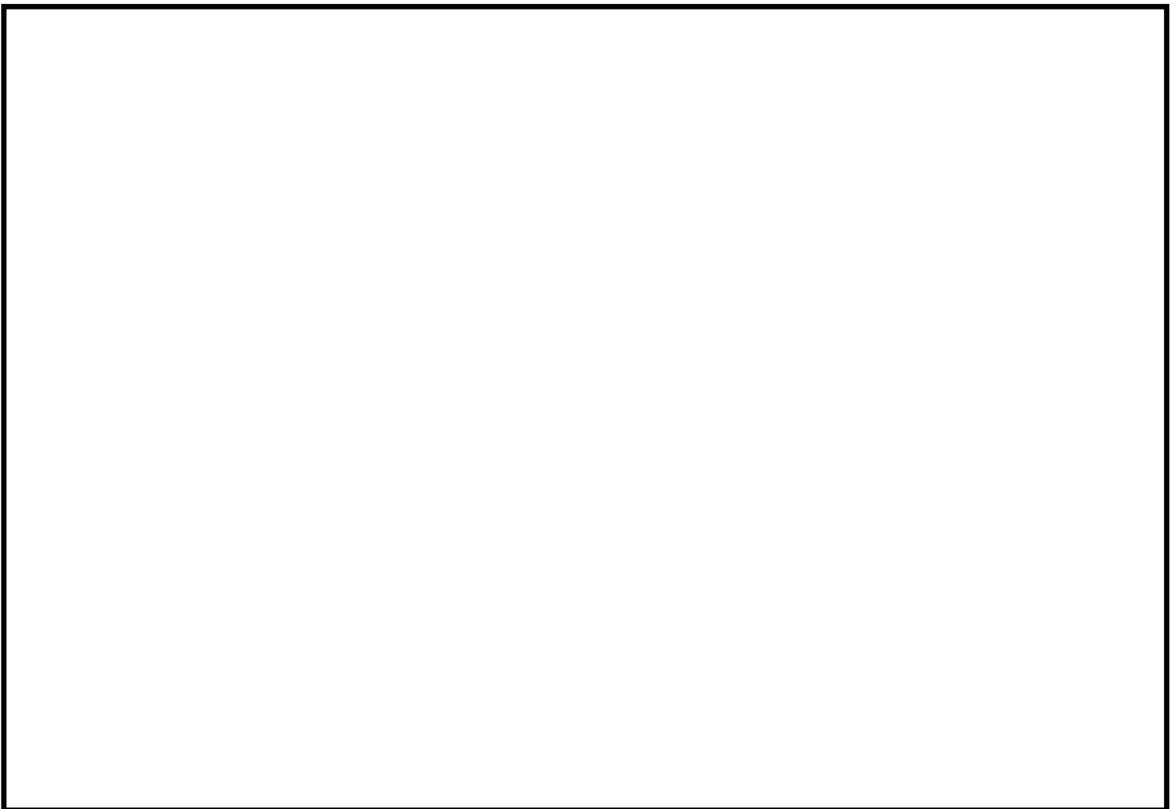


図 9 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

S2 補 VI-1-1-5-2 R1

【設 定 根 拠】 (続き)

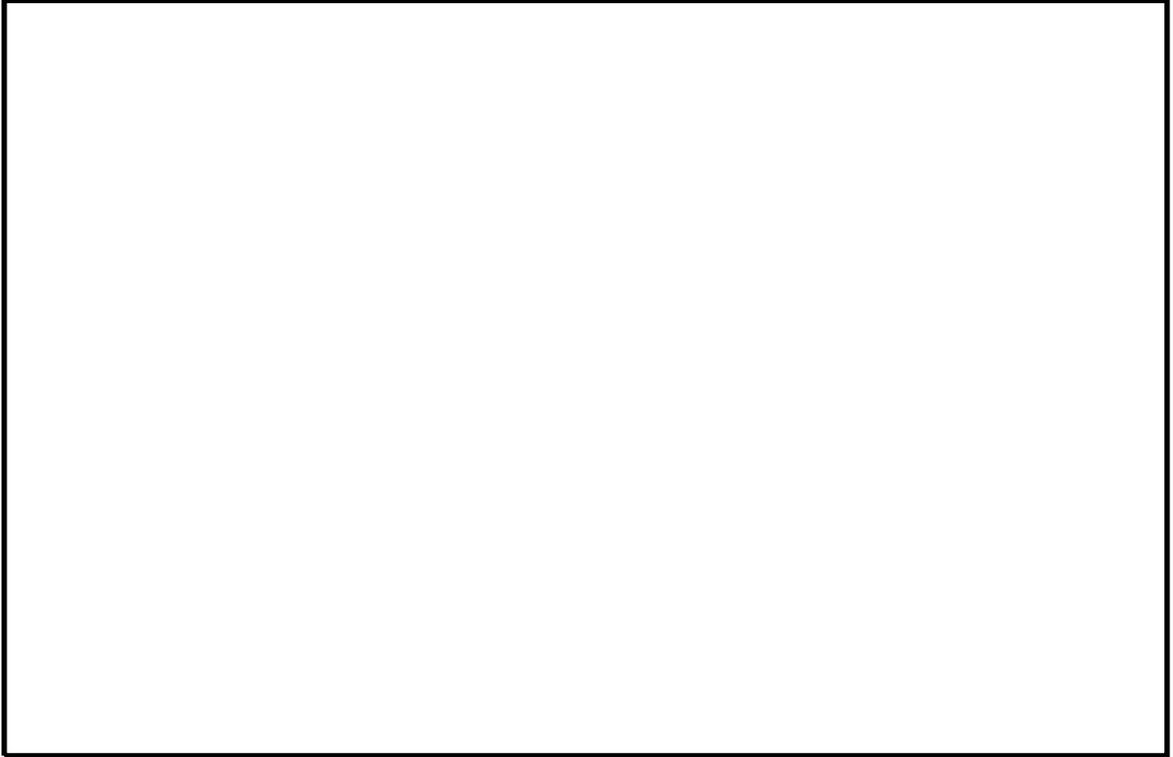


図 10 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (1/2)

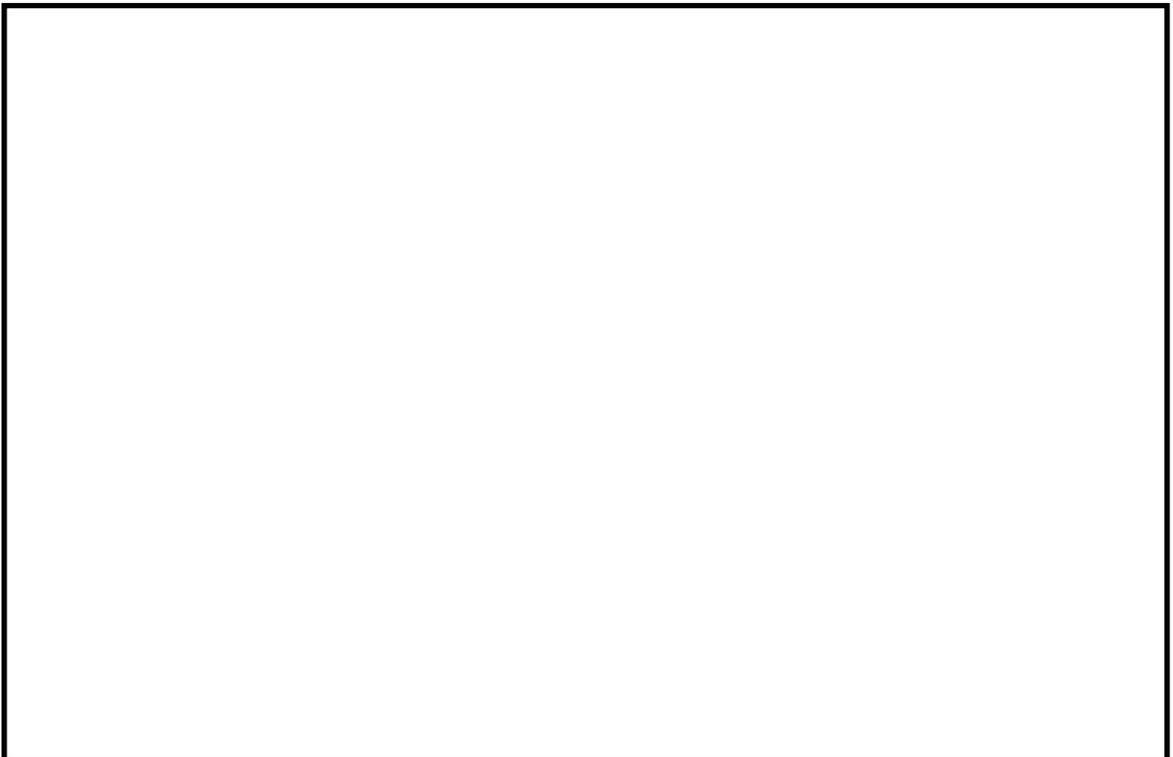


図 10 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (2/2)

S2 補 VI-1-1-1-5-2 R1

## 【設定根拠】(続き)

## 2. 吐出圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の吐出圧力は、2号取水槽から取水し、敷地西側を經由して原子炉建物南東側から放水する場合の放水砲吐出端における必要圧力、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器類圧損を基に設定する。

① 放水砲吐出端における必要圧力	: 約 <input type="text"/> MPa
② 静水頭	: 約 0.07 MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.23 MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01 MPa
⑤ 機器及び配管*圧損	: 約 0.23 MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 1.34 MPa

以上より、原子炉建物屋上又は原子炉建物周辺に放水する場合の吐出圧力は、1.34MPa以上とする。

注記\*：以下の配管・ホースを使用する。

- ・大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース
- ・大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース
- ・放水砲

公称値については、設計段階で使用点として設定をしている 1.20MPa とする。

## 3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、当該ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電氣的に  MPa に制限することから、その制限値である  MPa とする。

## 4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において使用している海水の温度 30℃を上回る  °C とする。

## 5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機出力は、定格流量である 1800m<sup>3</sup>/h、定格吐出圧力 1.20MPa 時の軸動力を基に設定する。

大型送水ポンプ車の流量が 1320m<sup>3</sup>/h、吐出圧力が  MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は約 600kW とする。

以上より、大型送水ポンプ車の原動機出力は、必要軸動力 600kW を上回る  kW/個とする。

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 6. 個数の設定根拠

大型送水ポンプ車（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として海水をホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水するために必要な個数である 1セット1個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個（原子炉冷却施設のうち原子炉補機冷却設備（原子炉補機代替冷却系）の大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）の予備1個を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建物放水設備）の予備として兼用）を分散して保管する。

名	称	放水砲
最高使用圧力	MPa	1.40
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
外径	mm	<input type="text"/>
個数	—	1 (予備 1)
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>本配管は、大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホースに接続する可搬型配管であり、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、原子炉建物屋上へ放水することを考慮し <input type="text"/> MPa に調整して使用するため、調整した圧力 <input type="text"/> MPa を上回る 1.40MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、大型送水ポンプ車の重大事故等時における使用温度と同じ <input type="text"/> ℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、圧力損失上許容できる外径を選定する。 大型送水ポンプ車により海水を原子炉建物へ放水する場合には、大型送水ポンプ車の 2. 吐出圧力の設定根拠の配管圧損算出条件である <input type="text"/> mm, <input type="text"/> mm 及び <input type="text"/> mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本配管の保有数は、重大事故等対処設備として、大型送水ポンプ車より海水を原子炉建物へ放水するために必要な個数である <u>1セット1個</u> に、故障時及び保守点検によるバックアップ用として予備 1 個とし、分散して保管する。</p>		

S2 補 VI-1-1-1-5-2 R1E

2.3 泡消火薬剤容器

名	称	<u>泡消火薬剤容器</u>
容	量	<u>5000</u> (予備 1000)
個	数	5 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉建物放水設備）として使用する泡消火薬剤容器は、以下の機能を有する。

泡消火薬剤容器は、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために設置する。

系統構成は、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。

1. 容量

泡消火薬剤の容量は、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（I C A O）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。

設定に当たっては、空港業務マニュアルで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、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火薬剤は、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溶液の放射量は11200ℓ/minであり、発泡に必要な水の量は32300ℓである。

必要な泡消火薬剤は  $32300\ell \times 1\% = 323\ell$  に対して、空港業務マニュアルでは2倍の量  $323\ell \times 2 = 646\ell$  を保有することが規定されている。

以上より、必要保有量 646ℓ に対して、5000ℓ を泡消火薬剤の容量として設定し、故障時の予備用として1000ℓの計6000ℓを保管する。

2. 個数

泡消火薬剤容器（容量1000ℓ/個）の保有数は、航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために必要な泡消火薬剤を保管できる5個及び予備1個の計6個保管する。

保安規定第65条

表65-10「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」

65-10-2「海洋への放射性物質の拡散抑制」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (設置箇所)

(2) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

65-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
海洋拡散抑制設備	所要数及使用可能であること
適用される 原子炉の状態 ④	設備 ⑤
運転	所要数 ⑥
起動	1台
高温停止	2本
低温停止	32本
燃料交換	3080kg*3

※1：2号炉放水接合槽用（高さ10m×幅10m）

※2：輪谷湾用（高さ7～20m（1重目は計16本（高さ約7m：3本，約10m：1本，約12m：2本，約14m：1本，約15m：2本，約16m：1本，約17m：1本，約18m：1本，約19m：2本，約20m：2本），2重目は計16本（高さ約7m：3本，約10m：1本，約13m：2本，約15m：1本，約16m：1本，約17m：2本，約18m：1本，約19m：2本，約20m：3本。）×幅20m）

※3：雨水排水路集水桝（No. 3排水路）用（2280kg），雨水排水路集水桝（2号炉放水槽南）用（100kg）および雨水排水路集水桝（2号炉廃棄物処理建物南）用（700kg）

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十五条（1. 12）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう，可搬型重大事故等対処設備である海洋拡散抑制設備の所要数及使用可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十五条（1. 12）

「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（手順等）」として，炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または燃料プール内の燃料集合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る（手順等を定める）こと。

④ 海洋拡散抑制設備は，炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷により発電所外へ放射性物質が拡散することの抑制のために必要な設備であり，原子炉格納容器破損に至る可能性のある原子炉の状態および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において待機が必要な設備であることから，適用される原子炉の状態は「運転，起動，高温停止，低温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 小型船舶は，1N要求設備であり，シルトフェンスを設置するため，1台が必要であることから，所要数を1台とする。

⑦ シルトフェンスは，1N要求設備である。高さ10m×幅10mのものは，2号炉放水接合槽に，1本で1組として2組（2本）設置するため，所要数は2本とする。高さ7～20m×幅20mのものは，輪谷湾に，16本で1組として2組（32本）設置するため，所要数を32本とする。

⑧ 放射性物質吸着材は，1N要求設備であり，雨水排水路集水桝（No. 3排水路）の1箇所（2280kg/箇所），雨水排水路集水桝（2号炉放水槽南）の1箇所（100kg/箇所）および雨水排水路集水桝（2号炉廃棄物処理建物南）の1箇所（700kg/箇所）の計3箇所に設置する。所要数は合計の3080kgとする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1），添付-2）

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. シルトフェンスについて，所要数及使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（土木）
2. 小型船舶について，所要数及使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（放射線管理）
3. 放射性物質吸着材について，所要数及使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（土木）

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2）

a. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）  
項目1, 2, 3が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基つき3箇月に1回，使用可能であることを確認する。

これらの設備については，3箇月に1回の外観点検等により，必要な機能を満足していることを確認する。

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※4とともに、その他の設備※5が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、燃料プールの水位がオーバーフロー一水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 課長（土木）または課長（放射線管理）は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A4. 課長（土木）または課長（放射線管理）は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。	速やかに          3日間   10日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間  36時間
低温停止 燃料交換	A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合	A1. 課長（土木）または課長（放射線管理）は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は、燃料プールの水位がオーバーフロー一水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 課長（土木）または課長（放射線管理）は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに          速やかに          速やかに

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※5：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：代替品の補充等をいう。

⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。  
シルトフェンスおよび小型船舶、放射性物質吸着材は1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として記載する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)）  
【運転、起動および高温停止】

A1., A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、原子炉建物放水設備は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、当該設備に期待する機能である「炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷に至った場合ににおいて工場等外への放射性物質の拡散を抑制する」ことの前段階である原子炉格納容器破損防止および燃料プールの健全性確保の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系（低圧注水モード、格納容器冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード）が動作可能であること、燃料プールの水位および水温が保安規定第54条（燃料プールの水位および水温）に定められている制限値を満足していることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。

A3. 当該設備の機能を補充する代替措置（代替船舶、フェンスまたは吸着材の補充もしくは発電所岸壁付近への船舶の係留等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。

A4. 当該設備を使用可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。

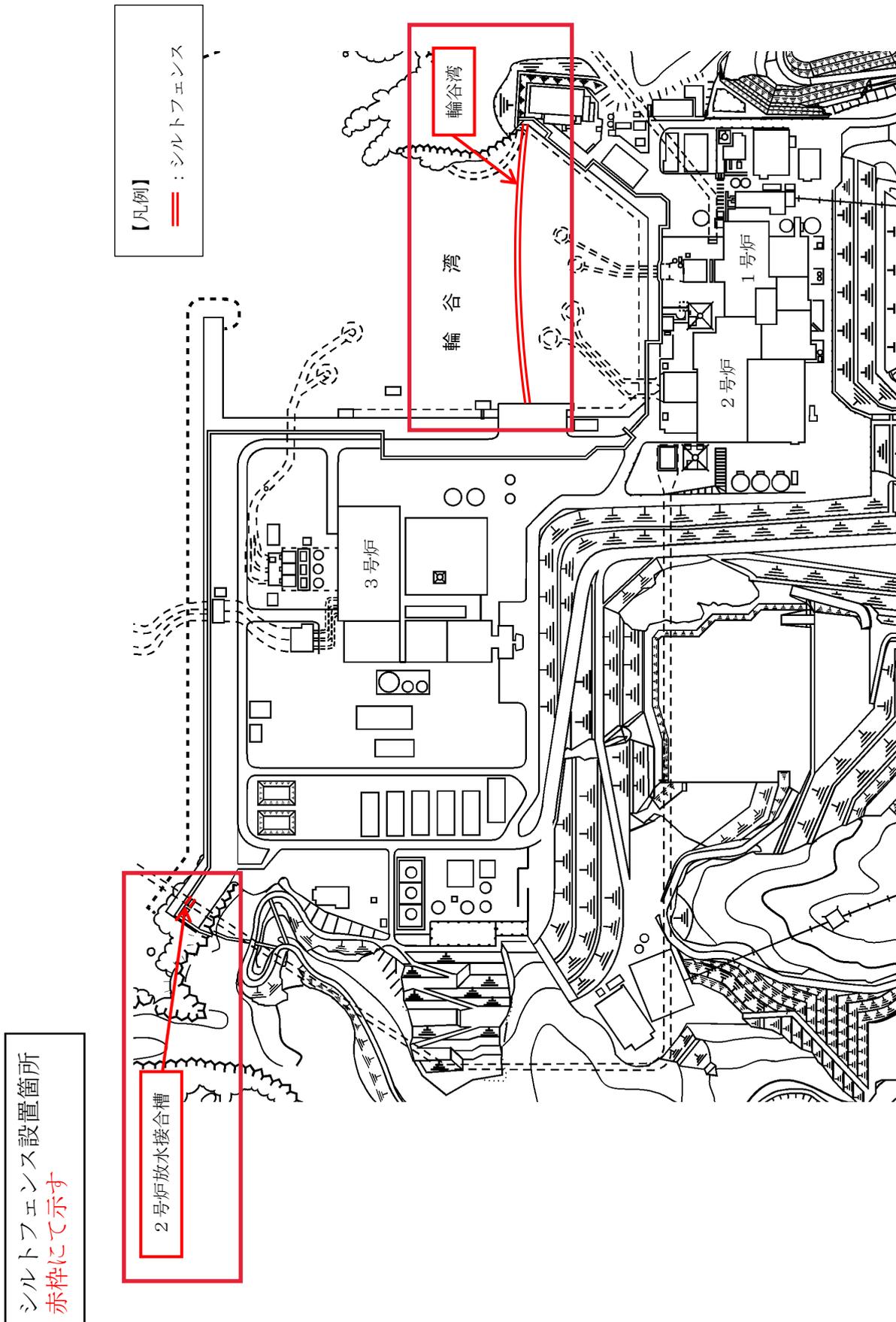
B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

【低温停止および燃料交換】

A1. 当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。

A2. 【運転、起動および高温停止】におけるA2.と同様。ただし、低温停止および燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。

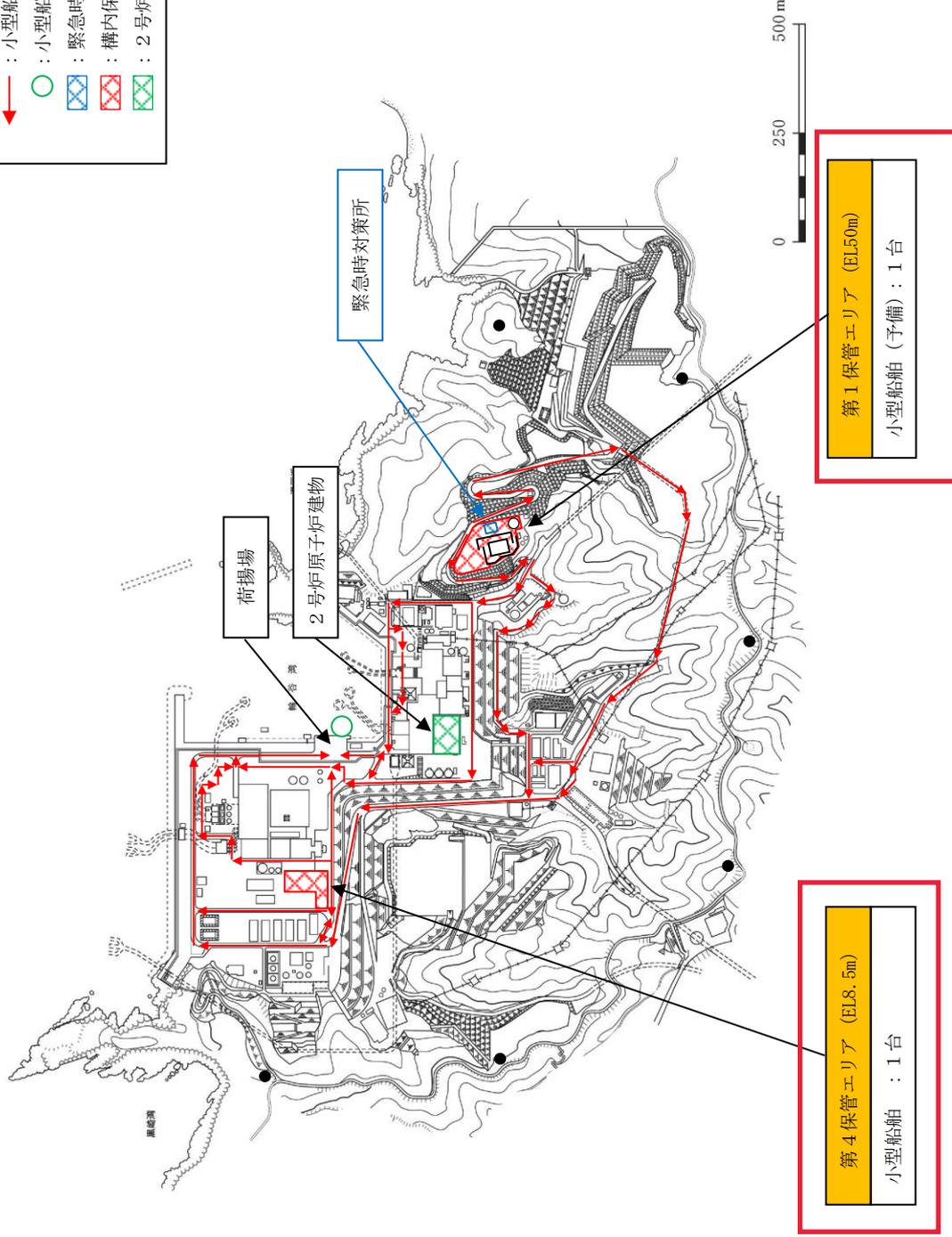
A3. 【運転、起動および高温停止】におけるA3.と同様。ただし、低温停止および燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。



第1.12-8図 シルトフェンス設置位置図

小型船舶設置箇所  
赤枠にて示す

- 【凡例】
- : 小型船舶運搬ルート
  - : 小型船舶使用場所 (着水場所)
  - ⊠ : 緊急時対策所
  - ⊞ : 構内保管場所
  - ⊞ : 2号炉原子炉建物



現場の状況により、小型船舶運搬ルートを変更する。

第 1.12-9 図 小型船舶の保管場所及び運搬ルート

放射性物質吸着材  
設置箇所  
赤枠にて示す

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-019 改 09
提出年月日	2023年6月29日

補足-019 工事計画に係る補足説明資料  
(設備別記載事項の設定根拠に関する説明書)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

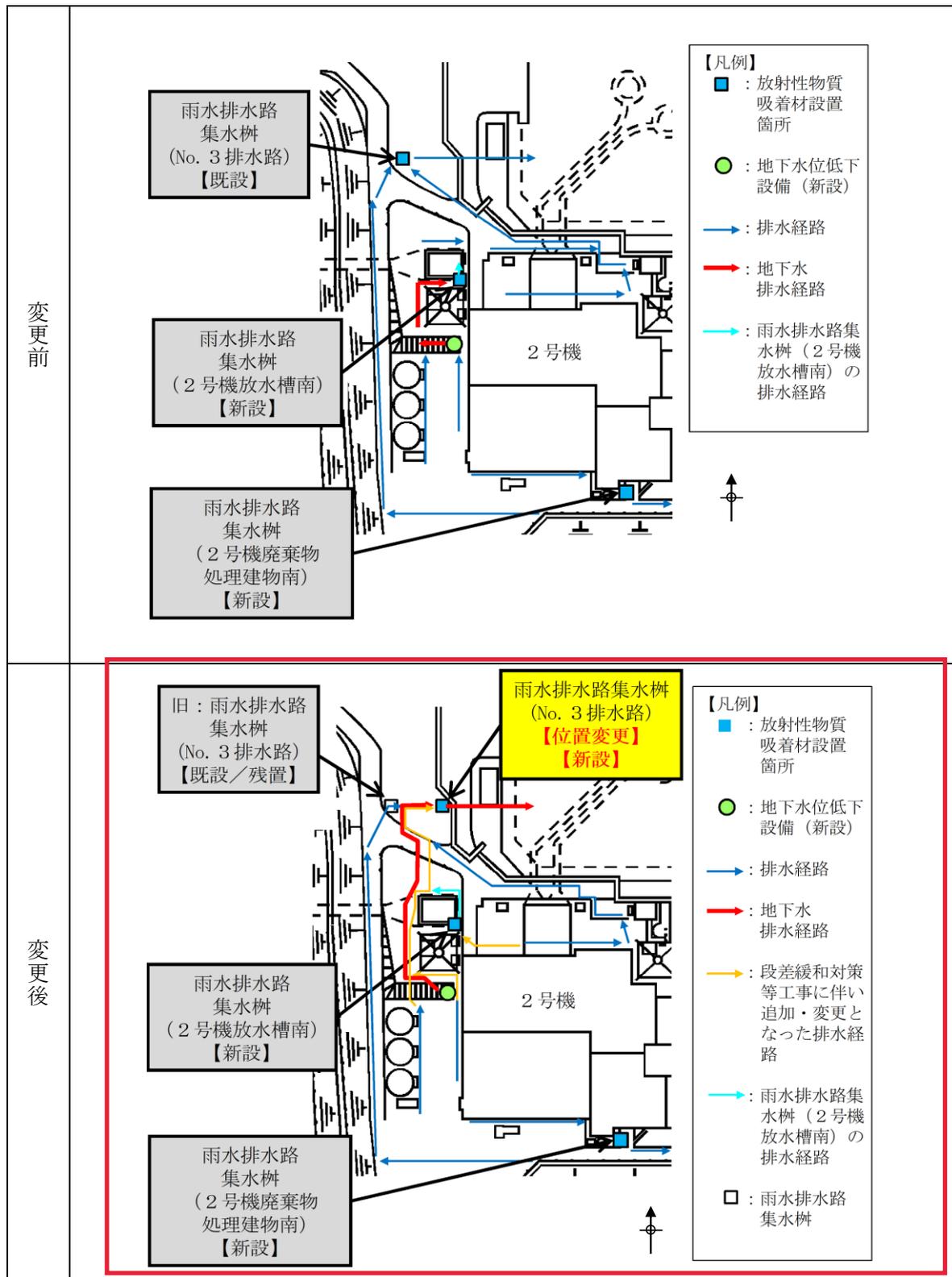


図1 海洋への放射性物質の拡散抑制 (放射性物質吸着材) 設置位置図

は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお、放射性物質吸着材は、透過性を考慮した設計とすることで、雨水排水路集水柵等からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、仮に閉塞した場合においても、放射性物質吸着材の吊り上げ等によって流路を確保することができる設計とする。

放水砲は、放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大型送水ポンプ車及び放水砲は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、想定される重大事故等時において、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して、移動等ができる設計とし、放水砲による直状放射により原子炉建物の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

原子炉建物放水設備である泡消火薬剤容器は、航空機燃料火災に対応するため、大型送水ポンプ車に接続することで泡消火できるものを1セット5個に加えて、泡消火薬剤容器の破損時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を保管する。

海洋拡散抑制設備である放射性物質吸着材は、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、雨水排水路集水柵3箇所に設置する。保有数は、各設置場所に対して1組を保管する。

海洋拡散抑制設備であるシルトフェンスは、想定される重大事故等時に

において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、各設置場所の幅に応じて必要な本数計 34 本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して 2 本を保管する。

海洋拡散抑制設備である小型船舶は、想定される重大事故等時において、設置場所にシルトフェンスを設置するために対応できる容量として、1 セット 1 台使用する。保有数は、1 セット 1 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を保管する。

#### 9.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉建物放水設備又は海洋拡散抑制設備である大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

小型船舶の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

大型送水ポンプ車、放水砲及び放射性物質吸着材は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

大型送水ポンプ車は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

シルトフェンスは海に設置し、小型船舶は海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

#### 9.7.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉建物放水設備又は海洋拡散抑制設備である大型送水ポンプ車、放

第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の  
主要機器仕様

(1) 原子炉建物放水設備

a. 大型送水ポンプ車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールの冷却等のための設備

台 数 1 (予備 1)

容 量 1,800m<sup>3</sup>/h/台

吐出圧力 1.4MPa[gage]

b. 放水砲

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールの冷却等のための設備

台 数 1 (予備 1)

c. 泡消火薬剤容器

個 数 5 (予備 1)

容 量 1,000L/個

(2) 海洋拡散抑制設備

a. 放射性物質吸着材

(a) 雨水排水路集水柵 (No. 3排水路) 用

個 数 1 組/箇所

(b) 雨水排水路集水柵 (2号炉放水槽南) 用

個 数 1 組/箇所

(c) 雨水排水路集水柵 (2号炉廃棄物処理建物南) 用

個 数 1 組/箇所

b. シルトフェンス

(a) 2号炉放水接合槽用

本 数 2 (予備 2) ※1

高　　さ	10m
幅	10m/本
※1 1本の二重構造	
(b) 輪谷湾用	
本　　数	32（予備2）※2
高　　さ	7～20m
幅	20m/本
※2 16本の二重構造	
c. 小型船舶	
台　　数	1（予備1）

2. 設定根拠に関する説明書（別添）

2.1 シルトフェンス

名	称	シルトフェンス		
		一重目	二重目	
高 さ*1, *2  注記*1: 1本当たりの 長さを示す。 *2: ( ) は個数を 示す。	<u>2号機放水接合槽</u>	m	約 10 (1)	約 10 (1)
			予備 約 10 (2)	
	<u>輪谷湾</u>	m	約 7 (3)	約 7 (3)
			約 10 (1)	約 10 (1)
			約 12 (2)	—
			—	約 13 (2)
			約 14 (1)	—
			約 15 (2)	約 15 (1)
			約 16 (1)	約 16 (1)
			約 17 (1)	約 17 (2)
			約 18 (1)	約 18 (1)
			約 19 (2)	約 19 (2)
			約 20 (2)	
			予備 約 20 (2)	
幅*1	<u>2号機放水接合槽</u>	m	約 10	約 10
			予備 約 10	
	<u>輪谷湾</u>	m	約 20	約 20
			予備 約 20	
個 数		—	34 (予備 4)	

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は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工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有し、汚染水が発電所から海洋に流出する 2 箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は可搬型である小型船舶により設置できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は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工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有し、汚染水が発電所から海洋に流出する 2 箇所（2 号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は可搬型である小型船舶により設置できる設計とする。

## 1. 高さ

### 1.1 2号機放水接合槽

2号機放水接合槽に設置するシルトフェンスを重大事故等時において使用する場合の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（EL 約-8.0m）まで届く高さである約 10m（2 本）とする。

また、予備の高さは約 10m（2 本）とする。

### 1.2 輪谷湾

輪谷湾に設置するシルトフェンスを重大事故等時において使用する場合の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（EL 約-18~-5m）まで届く高さである約 7~20m（一重目は計 16 本（高さ約 7m：3 本，約 10m：1 本，約 12m：2 本，約 14m：1 本，約 15m：2 本，約 16m：1 本，約 17m：1 本，約 18m：1 本，約 19m：2 本，約 20m：2 本），二重目は計 16 本（高さ約 7m：3 本，約 10m：1 本，約 13m：2 本，約 15m：1 本，約 16m：1 本，約 17m：2 本，約 18m：1 本，約 19m：2 本，約 20m：3 本）。）とする。

また、予備の高さは約 20m（2 本）とする。

## 2. 幅

### 2.1 2号機放水接合槽

2号機放水接合槽に設置するシルトフェンスを重大事故等時において使用する場合の幅は、2号機放水接合槽付近を囲うために必要な約 9.7m を上回る約 10m とする。

シルトフェンスは二重に設置するため、1 本あたりの幅が約 10m のシルトフェンス 1 本により、2号機放水接合槽に必要な約 9.7m を上回る約 10m の幅に設置する。

また、予備の幅は約 10m とする。

### 2.2 輪谷湾

輪谷湾に設置するシルトフェンスを重大事故等時において使用する場合の幅は、輪谷湾付近を囲うために必要な約 300m を上回る約 320m とする。

シルトフェンスは二重に設置するため、1本あたりの幅が約20mのシルトフェンス16本により、輪谷湾に必要な約300mを上回る約320mの幅に設置する。

また、予備の幅は約20mとする。

### 3. 個数

シルトフェンスは、重大事故等対処設備として各設置場所を囲うために必要な個数に加え、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のために二重に設置する。シルトフェンスの1本あたりの幅は、2号機放水接合槽は約10m、輪谷湾は約20mであることから、2号機放水接合槽は1セット2本、輪谷湾は1セット32本、合計34本を必要個数とする。

また、破れ等の破損時のバックアップとして各設置場所に対して予備2本を確保することから、合計4本を予備として保管する。

2.2 小型船舶

名	称	小型船舶
個	数	1 (予備 1)
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設として使用する小型船舶は、以下の機能を有する。</p> <p>小型船舶は、重大事故等が発生した場合に発電所等及びその周辺（発電所等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設するために設置する。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）として使用する小型船舶は、以下の機能を有する。</p> <p>小型船舶は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は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工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>小型船舶は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、輪谷湾にシルトフェンスを設置できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）として使用する小型船舶は、以下の機能を有する。</p> <p>小型船舶は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は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工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>小型船舶は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、輪谷湾にシルトフェンスを設置できる設計とする。</p> <p>1. 個数</p> <p>小型船舶は重大事故等対処設備に必要な個数として、<u>故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備 1 台を含めた合計 2 台</u>（放射線管理施設の小型船舶、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）の小型船舶及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）の小型船舶と兼用）を第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する。</p>		

S2 補 VI-1-1-1-5-別添 2 R1

2.4 放射性物質吸着材

名		称	放射性物質吸着材	
重 量	<u>雨水排水路集水桝</u> <u>(No. 3排水路)</u>	kg	約 2280	予備 約 2280
	<u>雨水排水路集水桝</u> <u>(2号機放水槽南)</u>	kg	約 100	
	<u>雨水排水路集水桝</u> <u>(2号機廃棄物処理建物南)</u>	kg	約 700	

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（海洋拡散抑制設備）として使用する放射性物質吸着材は、以下の機能を有する。

放射性物質吸着材は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は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工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

可搬型である放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水桝3箇所を使用時に設置できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（海洋拡散抑制設備）として使用する放射性物質吸着材は、以下の機能を有する。

放射性物質吸着材は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は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工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

可搬型である放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水桝3箇所を使用時に設置できる設計とする。

1. 重量

1.1 雨水排水路集水桝 (No. 3排水路)

放射性物質吸着材を重大事故等時に使用する場合の重量は、設置する雨水排水路集水桝に設置可能な量でかつ、放水によって生じた汚染水が排水可能な形状の体積と密度を基に設定する。

設置場所の寸法及び放射性物質吸着材密度から算出した約 2280kg を必要な重量とする。

また、故障時のバックアップとして、雨水排水路集水柵（No. 3 排水路）で必要となる放射性物質吸着材と同じ重量の約 2280kg を予備として確保する。

1.2 雨水排水路集水柵（2号機放水槽南）

雨水排水路集水柵（2号機放水槽南）の重量は、設置場所の寸法及び放射性物質吸着材密度から算出した約 100kg を必要な重量とする。

1.3 雨水排水路集水柵（2号機廃棄物処理建物南）

雨水排水路集水柵（2号機廃棄物処理建物南）の重量は、設置場所の寸法及び放射性物質吸着材密度から算出した約 700kg を必要な重量とする。

保安規定第65条

表65-11「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」

65-11-1「重大事故等収束のための水源」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

表65-1-1 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

65-1-1-1 重大事故等収束のための水源①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
重大事故等収束のための水源	低圧原子炉代替注水槽の水量が所要値以上であること

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要値⑥
運転 起動 高温停止	低圧原子炉代替注水槽	660m <sup>3</sup>
冷温停止 燃料交換※1	低圧原子炉代替注水槽	520m <sup>3</sup>

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1. 13）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1. 13）で要求されているサブレーションチェンバ、ほう酸水貯蔵タンクについては、以下に示すとおり、他の保安規定条文にて必要な機能は担保されていることから、他条文にて整理する。

- ・サブレーションチェンバ：保安規定第46条（サブレーションチェンバの水位）で整理する。

- ・ほう酸水貯蔵タンク：65-2-3（ほう酸水注入系（重大事故等対処設備））で整理する。

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、重大事故等の対処において、低圧原子炉代替注水や格納容器代替スプレイ等を実施する場合の水源である低圧原子炉代替注水槽の水量が所要値以上であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1. 13）

「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備（手順等）」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量を貯留するための設備を設ける（想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定める）こと、及び海その他の水源（前項の水源を除く）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ 低圧原子炉代替注水槽は、重大事故等発生時の低圧原子炉代替注水や格納容器代替スプレイ等の水源として使用する設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合は、燃料プール代替注水系により燃料プール水位が維持可能であるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合）」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 原子炉運転中の有効性評価のうち低圧原子炉代替注水槽の水量低下量が最も大きい「高圧・低圧注水機能喪失」において、低圧原子炉代替注水槽の水量は初期から最大で約180m<sup>3</sup>低下する。従って、低圧原子炉代替注水ポンプ停止レベルにこの低下分を加算した「660m<sup>3</sup>」を原子炉の状態が運転、起動および高温停止の保安規定に定める運転上の制限の所要値とする。

原子炉停止中の有効性評価のうち低圧原子炉代替注水槽の水量低下量が最も大きい「全交流動力電源喪失」において、低圧原子炉代替注水槽への補給に期待できる場合、低圧原子炉代替注水槽の水量は初期から最大で約41m<sup>3</sup>低下する。従って、原子炉の状態が冷



適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
冷温停止 燃料交換※ <sup>4</sup>	A. 低圧原子炉代替注水槽の水量が所要値を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備の水量を復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は、第 4 0 条で要求されるサブレーションポンプを水源とした非常用炉心冷却系について、1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>2</sup> とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する※ <sup>5</sup> 。 および A3. 課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ <sup>3</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに

※ 2 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※ 3 : 大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水槽への移送手段をいい、速やかに低圧原子炉代替注水槽へ補給できる体制を整えるため、大量送水車を設置する等の補充措置が完了していることを含む。

※ 4 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- ( 1 ) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合
- ( 2 ) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合

※ 5 : 「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

【冷温停止、燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。( 1 ) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合または ( 2 ) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)】

A1. 当該設備の水量を復旧する措置を“速やかに”開始する。

A2. 【運転、起動および高温停止】における A2. と同様。ただし、完了時間は冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。( 1 ) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合または ( 2 ) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合) であることから“速やかに”とする。

A3. 【運転、起動および高温停止】における A3. と同様。ただし、完了時間は冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。( 1 ) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合または ( 2 ) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合) であることから“速やかに”とする。

の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧原子炉代替注水槽は、想定される重大事故等時において、代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有する設計とする。

サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量での水頭が、想定される重大事故等時において、高圧原子炉代替注水系で使用する高圧原子炉代替注水ポンプ及び残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

海水取水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

送水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及

第5.7-1表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の主要機器仕様

(1) 低圧原子炉代替注水槽

基 数	1
容 量	約1,230 m <sup>3</sup>
主要部材質	鉄筋コンクリート

(2) サプレッション・チェンバ

第9.1-1表 一次格納施設主要仕様に記載する。

(3) ほう酸水貯蔵タンク

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

(4) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上)

台 数 1

(5) 大量送水車

a. 送水用

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備主要機器仕様に記載する。

b. 海水取水用

型式	ディフューザ形
台数	2 (予備1)
容量	168m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)
吐出圧力	0.85MPa[gage]~1.4MPa[gage]以上

保安規定第 6 5 条

表 6 5 - 1 1 「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」

6 5 - 1 1 - 2 「低圧原子炉代替注水槽への移送設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付 - 1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

( 1 ) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 ( 系統図 )

65-11-2 低圧原子炉代替注水槽への移送設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
低圧原子炉代替注水槽への移送設備	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2)および海から低圧原子炉代替注水槽へ水を移送するための設備が動作可能であること※1

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥
運転	大量送水車	※3
起動	低圧原子炉代替注水槽	※4
高温停止	燃料補給設備	※5
低温停止		
燃料交換※2		

※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができることをいう。

※2：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合

(2) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが閉の場合

※3：第65条(65-19-1 大量送水車)および第65条(65-11-3 海水移送設備)において運転上の制限等を定める。

※4：第65条(65-11-1 重大事故等収束のための水源)において運転上の制限等を定める。

※5：第65条(65-12-6 燃料補給設備)において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
(項目なし)	—	—

① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十六条(1.13)が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水槽への移送設備が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十六条(1.13)

「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備(手順等)」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備を設ける(想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定める)こと、及び海その他の水源(前項の水源を除く)から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための設備を設ける(手順等を定める)こと。

④ 移送先である低圧原子炉代替注水槽(65-11-1「重大事故等収束のための水源」)が要求される期間と同様に、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない)。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合または(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項については記載しない。運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として、要求される措置を記載する。

<参考>大量送水車

大量送水車が下記の性能を満足していることの確認行為は、「65-19-1 大量送水車」に記載する。

大量送水車を重大事故等時に、低圧原子炉代替注水槽への補給に使用する場合は容量および吐出圧力を以下に示す。

【必要容量】

格納容器破損防止対策の有効性評価解析(設置変更許可申請書添付十)のうち、「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」において有効性が確認されている低圧原子炉代替注水槽への供給流量が120m<sup>3</sup>/hであることから、120m<sup>3</sup>/h以上とする。

【吐出圧力】

低圧原子炉代替注水槽へ補給する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に吐出圧力は、0.33MPa[gage]以上とする。

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件 ⑦	要求される措置 ⑧	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 低圧原子炉代替注水槽への移送設備が動作不能の場合  B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A1. 当直長は、低圧原子炉代替注水槽水量が65-11-1の所要値以上であることを確認する。 および A2. 課長（原子炉）は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A3. 課長（原子炉）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。  B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。	速やかに  3日間  10日間
低温停止 燃料交換※7	A. 低圧原子炉代替注水槽への移送設備が動作不能の場合	A1. 課長（原子炉）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 課長（原子炉）は、低圧原子炉代替注水槽水量が690m <sup>3</sup> 以上となるように補給する、または当直長は、690m <sup>3</sup> 以上であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに

※6：代替品の補充等をいう。

※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合

⑦ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。  
2N要求設備である大量送水車が1N未満となった場合または当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合（条件A）は、当該系統の機能を満足できないことから条件として記載する。

⑧ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（2）、（3））

【運転、起動および高温停止】

A1. 重大事故等対処設備が動作不能になった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、当該設備には設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、移送先である低圧原子炉代替注水槽（65-11-1「重大事故等収束のための水源」）が所要水量を満足していることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。

A2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置（配管・機器類の補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。

A3. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

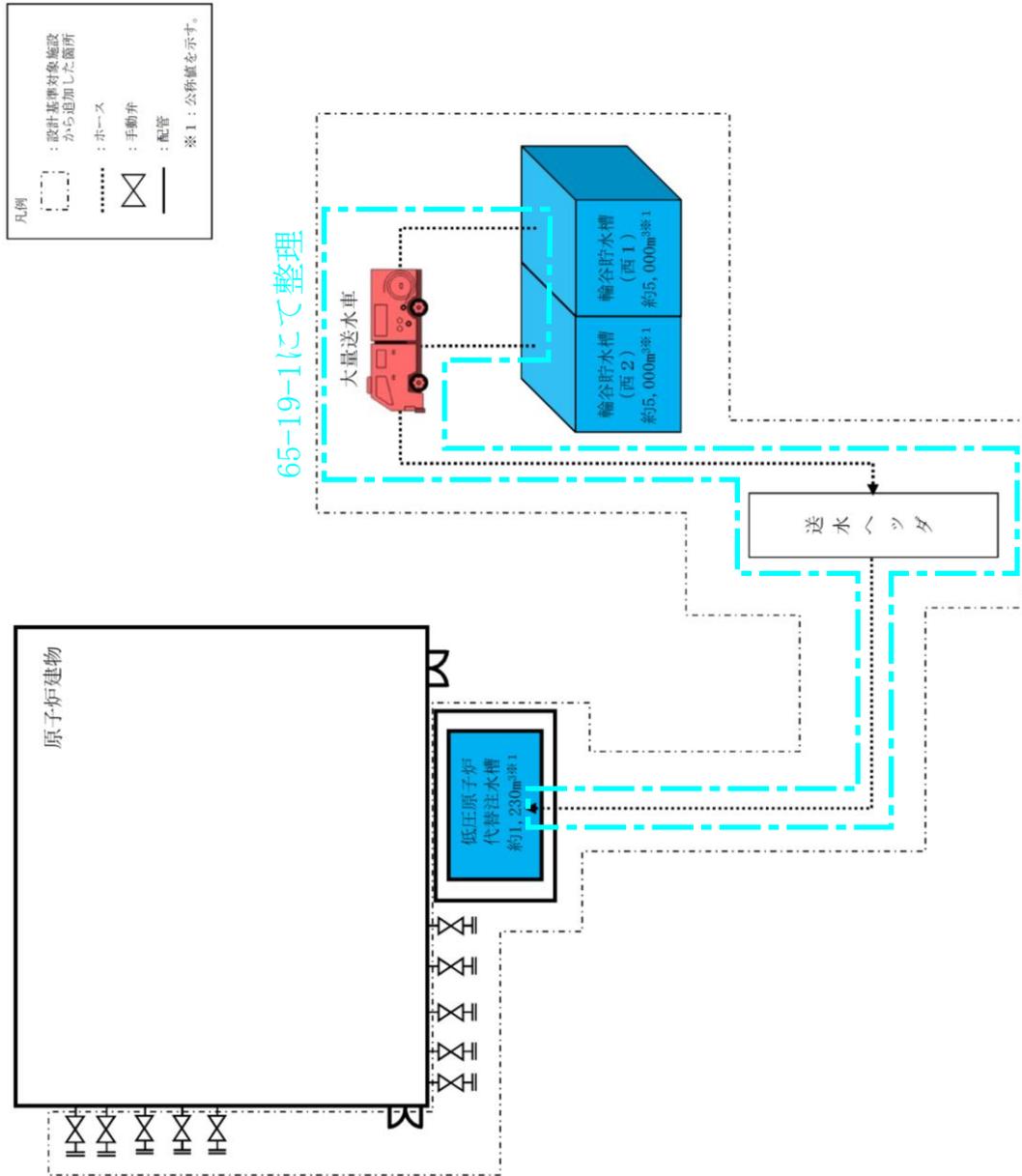
【低温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない）（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合】

A1. 【運転、起動および高温停止】におけるA3.と同様。ただし、完了時間は低温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない）（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合）であることから“速やかに”とする。

A2. 【運転、起動および高温停止】におけるA1.と同様の考え方であるが、補給または確認する水位は、原子炉停止中の有効性評価「全交流動力電源喪失」において、低圧原子炉代替注水槽への補給に期待しなくても注水に使用している低圧原子炉代替注水ポンプが停止することがない水量水位である690m<sup>3</sup>以上とする。低圧原子炉代替注水槽への補給については、大量送水車等の補給可能設備にて実施する。完了時間は低温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない）（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合）であることから“速やかに”とする。

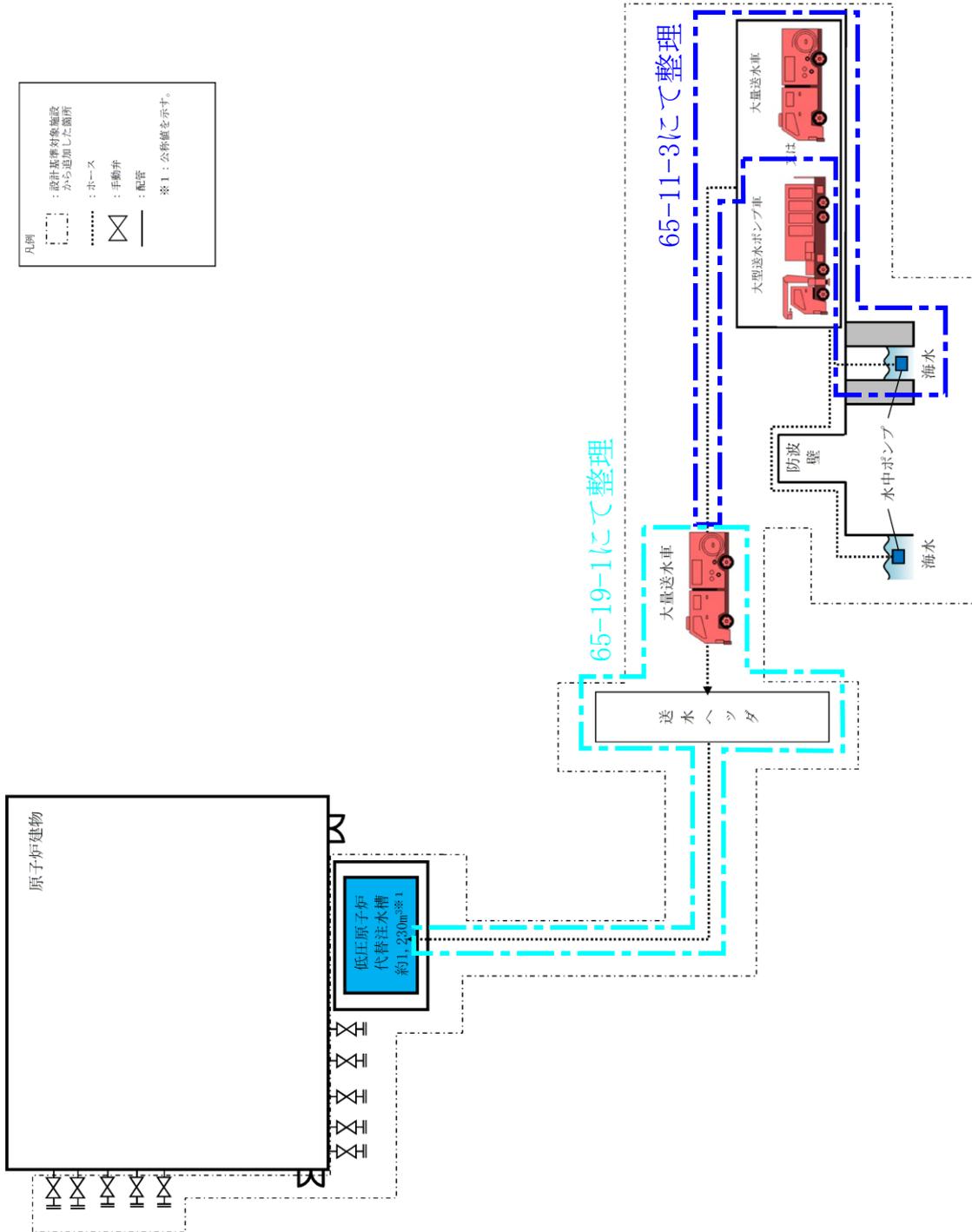
保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考
	<p>A3. 【運転、起動および高温停止】におけるA2.と同様。ただし、完了時間は冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合）であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。</p>	

65-11-2の範囲  
(65-19-1にて整理)



第1.13-14図 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

65-11-2の範囲  
(65-11-3および65-19-1にて整理)



第1.13-18図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による

低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

保安規定第65条

表65-11「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」

65-11-3「海水移送設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

添付-3 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

65-11-3 海水移送設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
海水移送設備	海水移送設備2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること

適用される 原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	大量送水車 燃料補給設備	1台×2 <sup>※2</sup> ※3

※1：1系列とは、大量送水車1台および必要なホースをいう。

※2：大量送水車は、第1保管エリアおよび第4保管エリアに分散配置されていること。

※3：第65条（65-12-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1.13）が該当する。

大量送水車には送水用および海水取水用があり、海水取水用の大量送水車については、本項の「65-11-3 海水移送設備」にて整理する。

一方、送水用の大量送水車については、「65-19-1 大量送水車」にて整理する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である海水移送設備2系列が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

・ 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1.13）

「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備(手順等)」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備を設ける（想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定める）こと、及び海その他の水源（前項の水源を除く）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ 海水移送設備については、重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な量の水を供給するために必要な設備であり、重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において待機が必要な設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 大量送水車は、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型代替注水設備（原子炉建物の外から水を供給するもの）であり2N要求設備である。重大事故等の収束に必要な量の水の供給に必要な台数1セット1台として、2セット2台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 大量送水車の性能確認を実施し、以下を満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が0.99MPa[gage]以上、流量が120m <sup>3</sup> /h/台以上。 (2) 吐出圧力が0.42MPa[gage]以上、流量が150m <sup>3</sup> /h/台以上。	1年に1回	課長 (原子炉)
2. 大量送水車を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (原子炉)

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)

a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)

項目1が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基つき1年に1回、性能確認を実施する。

海水取水用の大量送水車に必要な吐出圧力・流量は、下記のとおり各手段で求められる機能毎に異なる。性能確認としては、輪谷貯水槽(西1)または輪谷貯水槽(西2)への水の移送または取水した海水の大量送水車への移送に使用した場合において、必要な吐出圧力・流量を確保できる値を確認する。(添付-2)

大量送水車 公称値 (吐出圧力0.85MPa[gage]以上・流量168m<sup>3</sup>/h以上)

系 統	機 能	必要台数 (最大数)【台】 N=必要台数	必要吐出圧力 【MPa[gage]】	必要流量 【m <sup>3</sup> /h】
海水移送設備	輪谷貯水槽(西1) または輪谷貯水槽 (西2)への水の移送	1(2N)	0.99以上	120以上
	取水した海水の大量送水車への移送*	1(2N)	0.42以上	150以上

※：取水した海水を大量送水車に送水する場合の手段のうち、吐出圧力および流量が最大となる低圧原子炉代替注水系と格納容器代替スプレイ系を同時に使用する場合

b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目2が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基つき可搬型設備は3箇月に1回、動作可能であることを確認する。

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な海水移送設備が2系列未満1系列以上の場合	A1. 課長（原子炉）は、残りの海水移送設備が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、サブプレッショントラップが第46条を満足していることを確認する。 および A3. 当直長は、低圧原子炉代替注水槽水量が65-11-1の所要値以上であることを確認する。 および A4. 課長（原子炉）は、代替措置※4を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A5. 課長（原子炉）は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  速やかに  速やかに  10日間  30日間
	B. 動作可能な海水移送設備が1系列未満の場合	B1. 当直長は、サブプレッショントラップが第46条を満足していることを確認する。 および B2. 当直長は、低圧原子炉代替注水槽水量が65-11-1の所要値以上であることを確認する。 および B3. 課長（原子炉）は、代替措置※4を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B4. 課長（原子炉）は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  速やかに  3日間  10日間

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。  
海水移送設備は、2N要求設備であるため、原子炉の状態が運転、起動、高温停止においては、動作可能な系列数が2N未満（1N以上）となった場合と1N未満となった場合を条件として記載する。

原子炉の状態が冷温停止および燃料交換においては、2N未満（1N以上）と1N未満とで要求される措置が同様となるため、2N未満となった場合を条件として記載する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（2）、（3））

【運転、起動および高温停止】

A1. 動作可能な海水移送設備が2系列未満1系列以上となった場合には、残りの海水移送設備が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な海水移送設備が1系列以上の場合には、条件Aで要求される措置を継続して実施し、1系列未満の場合には条件Bへ移行し、条件Bで要求される措置を実施する。なお、完了時間は“速やかに”とする。

A2., A3. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備等が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した機能喪失を想定する設計基準事故対処設備等であるサブプレッショントラップおよび低圧原子炉代替注水槽が該当し、保安規定第46条（サブプレッショントラップの水位）および65-11-1（重大事故等収束のための水源）に定める水位を満足していることを確認する。

A4. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（2N未満（1N以上））である「10日間」とする。

代替措置は代替品の補充（可搬型ポンプの補充等）または輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）からの移送が可能であることの確認をいう。なお、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）からの移送が可能であることは、大量送水車を使用した移送ができることをいう。大量送水車からの移送については、海からの移送と同じであることから時間短縮の補完措置は不要である。（添付-3）

- 輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）からの移送
- ・ 輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源とした移送（準備時間約2時間10分）
  - ・ 輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給（準備時間約2時間10分）

海からの移送

- ・ 海を水源とした移送（準備時間約2時間10分）
- ・ 海を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給（準備時間約2時間10分）

A5. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限（2N未満（1N以上））の「30日間」とする。

B1., B2. A2., A3. と同様, 対応する設計基準事. 故対処設備を確認する。  
 B3. A4. と同様。ただし, 完了時間は1N未満のため「3日間」とする。  
 B4. A5. と同様。ただし, 完了時間は1N未満のため「10日間」とする。

C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。

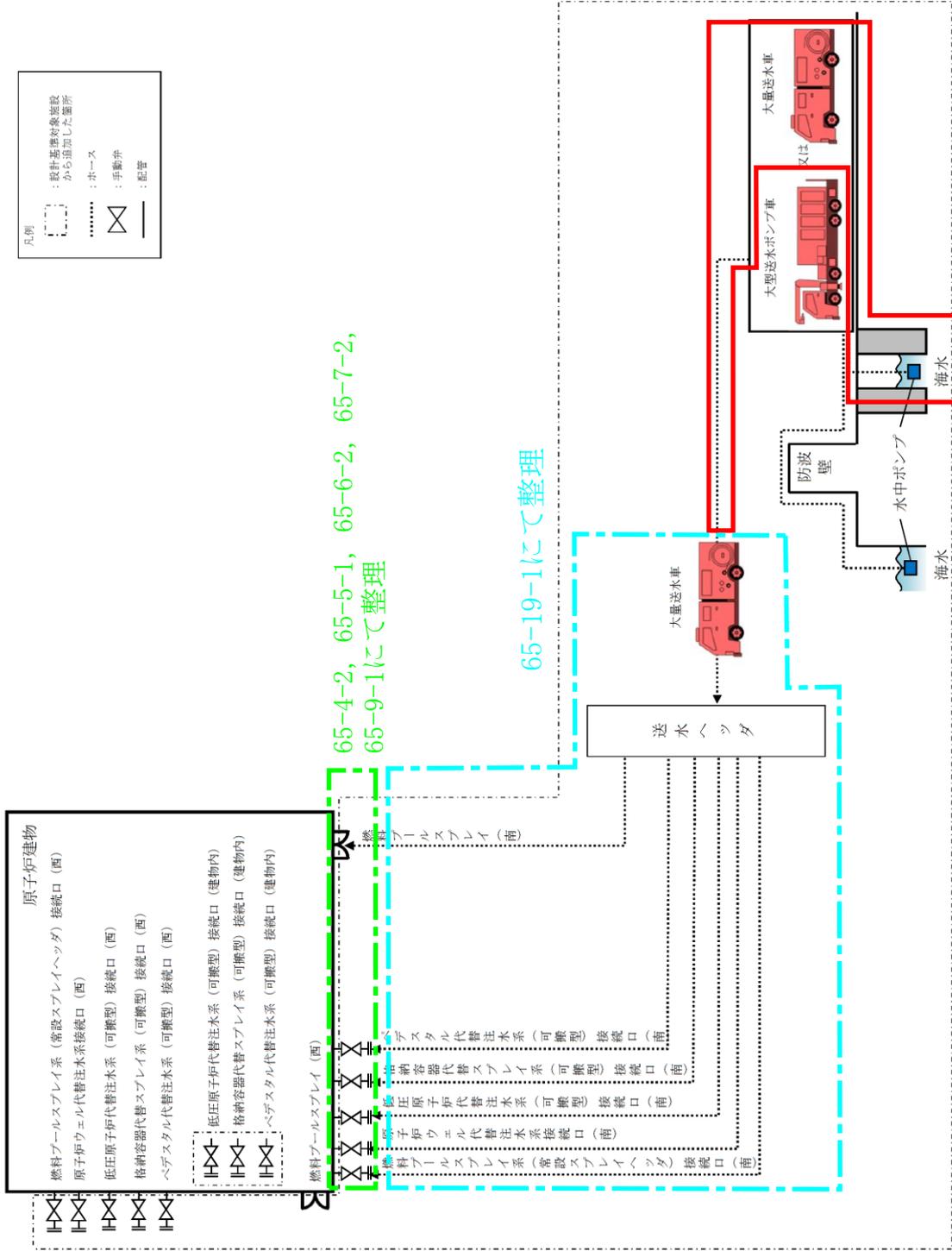
**【冷温停止および燃料交換】**

- A1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。  
 A2. **【運転, 起動および高温停止】**におけるA2. と同様の考え方であるが, 補給または確認する水位は, 原子炉停止中の有効性評価「全交流動力電源喪失」において, 低圧原子炉代替注水槽への補給に期待しなくても注水に使用している低圧原子炉代替注水ポンプが停止することがない水量である690m<sup>3</sup>以上とする。低圧原子炉代替注水槽への補給については, 大量送水車等の補給可能設備にて実施する。完了時間は冷温停止および燃料交換であることから, “速やかに”とする。  
 A3. **【運転, 起動および高温停止】**におけるA3. と同様。ただし, 冷温停止および燃料交換であることから, 実施する措置を“速やかに”開始する。

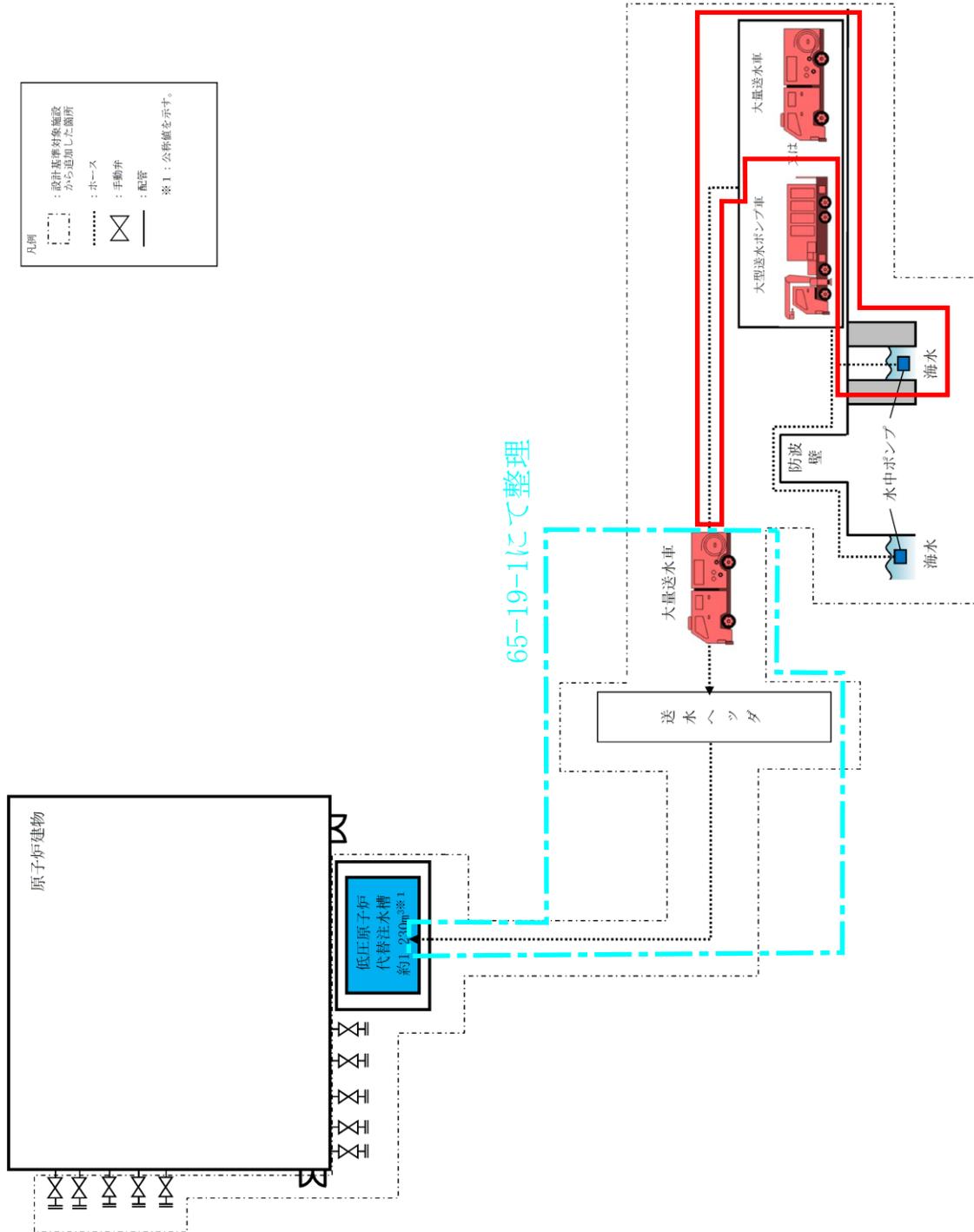
適用される原子炉状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
運転 起動 高温停止	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は, 高温停止に および C2. 当直長は, 冷温停止に する。	2 4 時間  3 6 時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な海水移送設備が2系列未満の場合	A1. 課長 (原子炉) は, 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 課長 (原子炉) は, 低圧原子炉代替注水槽水量が690m <sup>3</sup> 以上となるよう補給する, または当直長は, 690m <sup>3</sup> 以上であることを確認する。 および A3. 課長 (原子炉) は, 代替措置※4を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに

※4：代替品の補充または輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）からの移送が可能であることの確認等を行う。

65-11-3の範囲  
赤枠にて示す

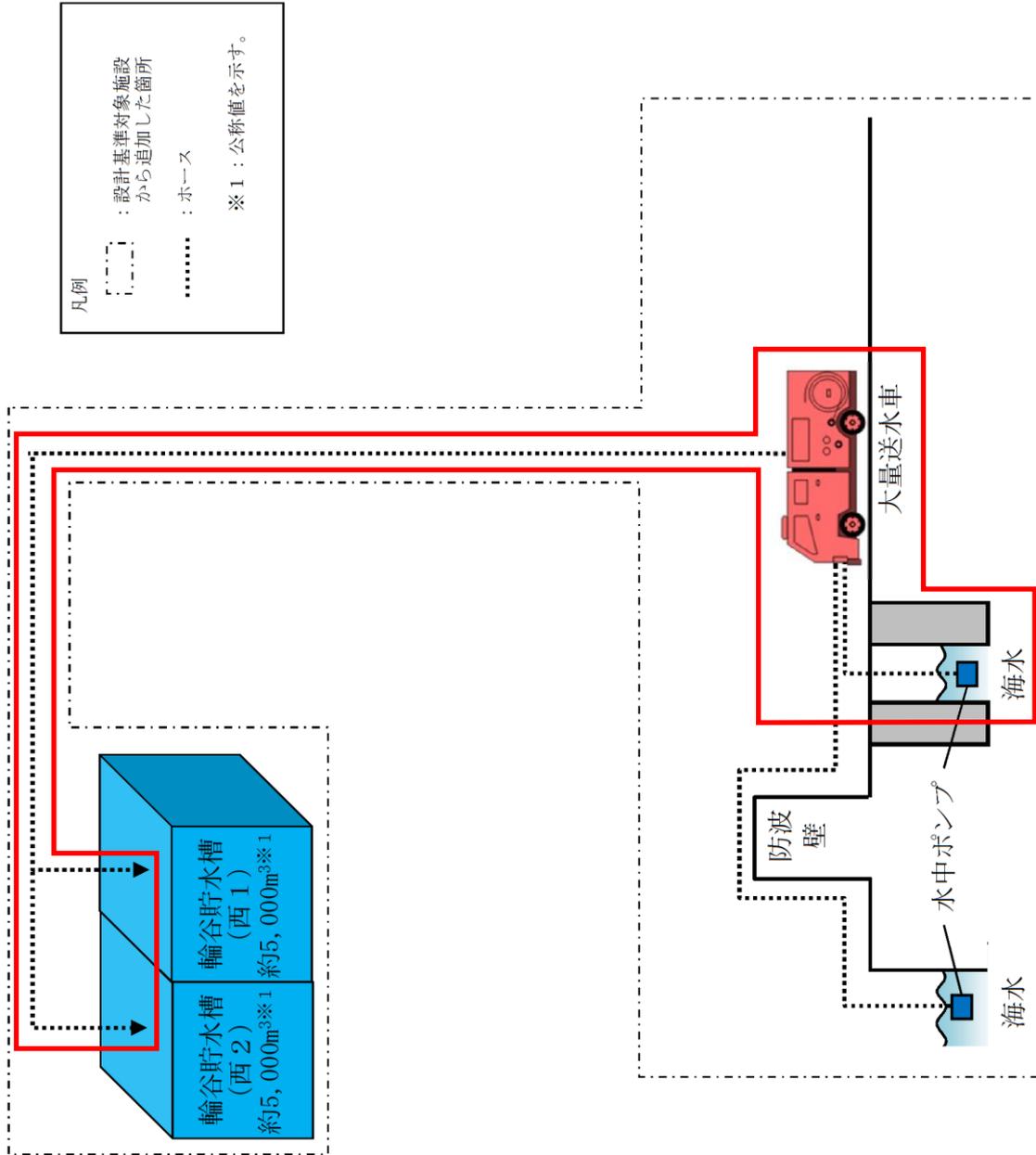


第 1.13-12 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車 (2 台) による送水 概要図



第1.13-18図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による

低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図



第1.13-24図 大量送水車による輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への海水補給 概要図

所要数・必要容量  
関連箇所を下線にて示す

の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧原子炉代替注水槽は、想定される重大事故等時において、代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有する設計とする。

サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量での水頭が、想定される重大事故等時において、高圧原子炉代替注水系で使用する高圧原子炉代替注水ポンプ及び残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

海水取水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

送水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及

第5.7-1表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の主要機器仕様

(1) 低圧原子炉代替注水槽

基数	1
容量	約1,230 m <sup>3</sup>
主要部材質	鉄筋コンクリート

(2) サプレッション・チェンバ

第9.1-1表 一次格納施設主要仕様に記載する。

(3) ほう酸水貯蔵タンク

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

(4) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上)

台数	1
----	---

(5) 大量送水車

a. 送水用

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備主要機器仕様に記載する。

b. 海水取水用

型式	ディフューザ形
台数	2 (予備1)
容量	168m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)
吐出圧力	0.85MPa[gage]~1.4MPa[gage]以上

3.2 燃料プールのスプレイ系

名	称	<u>大量送水車</u>
容	量 m <sup>3</sup> /h/個	48 以上, 48 以上, 48 以上, 120 以上, 70 以上, 120 以上, <u>120 以上</u> , 120 以上, 120 以上, 150 以上, 150 以上 (168 以上)
吐	出 圧 力 MPa	1.36 以上, 0.48 以上, 1.36 以上, 1.58 以上, 1.21 以上, 0.33 以上, <u>0.99 以上</u> , 1.38 以上, 1.37 以上, 1.44 以上, <u>0.42 以上</u> (0.85 以上)
最	高 使 用 圧 力 MPa	<input type="text"/>
最	高 使 用 温 度 ℃	<input type="text"/>
原	動 機 出 力 kW/個	<input type="text"/>
個	数	4 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールのスプレイ系)として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系(燃料プール冷却機能)及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールのスプレイ系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

大量送水車は、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燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール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設置する。

系統構成は、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、大量送水車より、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プールのスプレイ系配管又はホース等を経由しては可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、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な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な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、ホース等を経由して低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルスプレイ管及び B-ドライウェルスプレイ管からドライウェルス内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

## 【設定根拠】(続き)

大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルスプレイ管及び B-ドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車 2 台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、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、熔融し、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設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、ペDESTAL代替注水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車 2 台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由し、原子炉圧力容器に注水することで熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車 2 台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に使用する大量送水車は、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）としての原子炉圧力容器への注水と、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）としての原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する機能を有する。

## 【設定根拠】(続き)

重大事故等時の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において実施するケースは、「全交流動力電源喪失(長期TB)」、「全交流動力電源喪失(TBU)」、「全交流動力電源喪失(TBD)」又は「全交流動力電源喪失(TBP)」である。この場合、原子炉圧力容器への注水流量 $30\text{m}^3/\text{h}$ 及び原子炉格納容器内へのスプレイ流量 $120\text{m}^3/\text{h}$ で同時に実施できる設計とする。

## 1. 容量の設定根拠

- (1) 燃料プールへ注水する場合の容量(可搬型スプレイノズル使用時)  $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する場合は、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている燃料プールへの注水量が $48\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

- (2) 燃料プールへ注水する場合の容量(常設スプレイヘッド使用時)  $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合は、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の想定事故1及び想定事故2において有効性が確認されている燃料プールへの注水量が $48\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

- (3) 燃料プールへスプレイする場合の容量(可搬型スプレイノズル使用時)  $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合は、添付書類VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

- (4) 燃料プールへスプレイする場合の容量(常設スプレイヘッド使用時)  $120\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合は、添付書類VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸発量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $120\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

- (5) 原子炉压力容器へ注水する場合の容量 70m
- <sup>3</sup>
- /h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として原子炉压力容器への注水時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」において有効性が確認されている原子炉压力容器への注水流量が70m<sup>3</sup>/hであることから、70m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- (6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の容量 120m
- <sup>3</sup>
- /h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として低圧原子炉代替注水槽への供給に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」において有効性が確認されている低圧原子炉代替注水槽への供給流量が120m<sup>3</sup>/hであることから、120m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- (7)
- 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給する場合の容量 120m<sup>3</sup>/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への供給に使用する場合の容量は、重大事故等の収束に必要な十分な量の水源を確保するための供給流量が120m<sup>3</sup>/hであることから、120m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- (8) 原子炉格納容器へスプレイする場合の容量 120m
- <sup>3</sup>
- /h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉格納容器スプレイ時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」，「全交流動力電源喪失（長期TB）」，「全交流動力電源喪失（TBU）」，「全交流動力電源喪失（TBD）」，「全交流動力電源喪失（TBP）」，「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」，「LOCA時注水機能喪失」，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」又は「溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が120m<sup>3</sup>/hであることから、120m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

- (9) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 120m
- <sup>3</sup>
- /h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が 120m<sup>3</sup>/h であることから、120m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- (10) 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量 150m
- <sup>3</sup>
- /h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量は、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が30m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器内へのスプレイ流量が120m<sup>3</sup>/hであることから、150m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

- (11) 取水した海水を大量送水車に送水する場合の容量 150m
- <sup>3</sup>
- /h/個以上

大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の容量は、送水先である下流の大量送水車の最大送水流量が原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の150m<sup>3</sup>/hであることから、150m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値について大量送水車は、消防法に基づく技術上の規格（A-1級）を満足するものを採用していることから、その規格上要求される容量168m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

## 2. 吐出圧力の設定根拠

- (1) 燃料プールへ注水する場合の吐出圧力（可搬型スプレイノズル使用時） 1.36MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる原子炉建物南側扉を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約 0.26MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.47MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.09MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.53MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 1.36MPa

以上より、可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水に使用する大量送水車の吐出圧力は1.36MPa以上とする。

注記\*：原子炉建物南側扉を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

なお原子炉建物機器搬出入口を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約1.36MPaを下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

## (2) 燃料プールへ注水する場合の吐出圧力 (常設スプレイヘッド使用時) 0.48MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

- |                        |             |
|------------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差           | : 約 0.01MPa |
| ② 静水頭                  | : 約 0.26MPa |
| ③ ホース*圧損               | : 約 0.02MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響          | : 約 0.01MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損         | : 約 0.18MPa |
| ⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計) | : 約 0.48MPa |

以上より、常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する大量送水車の吐出圧力は0.48MPa以上とする。

注記\* : 燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 及び (西) ~スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部~燃料プールのスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 20m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1mホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお、燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (西) を使用する場合は以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 0.48MPa を下回る。

- ・燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) 及び (西) ~スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部~燃料プールのスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1mホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

## 【設 定 根 拠】 (続き)

## (3) 燃料プールへスプレイする場合の吐出圧力 (可搬型スプレイノズル使用時)

## 1. 36MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる原子炉建物南側扉を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約 0.26MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.47MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.09MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.53MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 1.36MPa

以上より、可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイに使用する大量送水車の吐出圧力は 1.36MPa 以上とする。

注記\* : 原子炉建物南側扉を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

なお原子炉建物機器搬出入口を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 1.36MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m ホース
- ・可搬型スプレイノズル

## 【設 定 根 拠】 (続き)

(4) 燃料プールへスプレイする場合の吐出圧力 (常設スプレイヘッド使用時) 1.58MPa 以上  
 大量送水車を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.01MPa
② 静水頭	: 約-0.11MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.43MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 1.24MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 1.58MPa

以上より、常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイに使用する大量送水車の吐出圧力は 1.58MPa 以上とする。

注記\* : 燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) 及び (西) ~ スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部~燃料プールスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお、燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (西) を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 1.58MPa を下回る。

- ・燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) 及び (西) ~ スプレイライン連絡管合流部
- ・スプレイライン連絡管合流部~燃料プールスプレイ管
- ・スプレイライン連絡管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

## 【設 定 根 拠】 (続き)

(5) 原子炉压力容器へ注水する場合の吐出圧力 1.21MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として原子炉压力容器への注水時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.86MPa
② 静水頭	: 約 0.15MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.04MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.15MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.21MPa

以上より、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として原子炉压力容器への注水に使用する大量送水車の吐出圧力は1.21MPa 以上とする。

注記\*：低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部  
～原子炉压力容器
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

## 【設 定 根 拠】 (続き)

なお低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は（西）を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり，必要となる吐出圧力約 1.21MPa を下回る。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部  
～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
- ・残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～原子炉圧力容器
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部  
～原子炉圧力容器
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

## (6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の吐出圧力 0.33MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として低圧原子炉代替注水槽へ供給に使用する場合の吐出圧力は，必要吐出圧力が最大となる 2 号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.00MPa
② 静水頭	: 約 0.06MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.11MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管・弁類圧損	: 約 0.15MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 0.33MPa

## 【設 定 根 拠】 (続き)

以上より、水の供給設備として低圧原子炉代替注水槽へ供給に使用する大量送水車の吐出圧力は0.33MPa以上とする。

注記\*：2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）を水源としたホース敷設ルート（南側法面）を使用する場合のホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約0.33MPaを下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 20m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(7) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給する場合の吐出圧力 0.99MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる2号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.00MPa
② 静水頭	: 約 0.42MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.52MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.02MPa
⑤ 機器及び配管・弁類圧損	: 約 0.03MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 0.99MPa

以上より、水の供給設備として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給に使用する大量送水車の吐出圧力は0.99MPa以上とする。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

注記\* : 2号取水槽を水源としたホース敷設ルート (西側道路) を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお2号取水槽を水源としたホース敷設ルート (2号開閉所) を使用する場合は以下のとおりであり, 必要となる吐出圧力約 0.99MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

## (8) 原子炉格納容器へスプレイする場合の吐出圧力 1.38MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (格納容器代替スプレイ系) として原子炉格納容器スプレイ時に使用する場合は, 必要吐出圧力が最大となる格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (南) を使用する場合は水源と移送先の圧力差, 静水頭, ホース圧損, ホース湾曲による影響, 機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.64MPa
② 静水頭	: 約-0.24MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.43MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.54MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 1.38MPa

以上より, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) として原子炉格納容器に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.38MPa 以上とする。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

注記\*：格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）～A-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

なお格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）又は（屋内）を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 1.38MPa を下回る。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）  
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部  
～残留熱代替除去系スプレイライン合流部
- ・残留熱代替除去系スプレイライン合流部  
～B-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）  
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

## (9) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の吐出圧力 1.37MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となるペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

## 【設 定 根 拠】 (続き)

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.10MPa
② 静水頭	: 約-0.42MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.42MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.02MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 1.25MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 1.37MPa

以上より、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として原子炉格納容器下部注水に使用する大量送水車の吐出圧力は1.37MPa以上とする。

注記\*：ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）  
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部  
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部  
～ペDESTAL代替注水系合流部
- ・ペDESTAL代替注水系合流部～弁 MV272-196
- ・弁 MV272-196～弁 V272-3
- ・弁 V272-3～ペDESTAL
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

## 【設 定 根 拠】 (続き)

なおペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又は（西）を使用する場合の配管・ホースは以下の通りであり，必要となる吐出圧力約 1.37MPa を下回る。

- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）  
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部  
～ペDESTAL代替注水系合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）  
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部  
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系合流部～弁 MV272-196
- ・弁 MV272-196～弁 V272-3
- ・弁 V272-3～ペDESTAL
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

- (10) 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の吐出圧力 1.44MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の吐出圧力は，必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

- |                       |             |
|-----------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差          | : 約 0.43MPa |
| ② 静水頭                 | : 約-0.24MPa |
| ③ ホース*圧損              | : 約 0.66MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響         | : 約 0.02MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損        | : 約 0.57MPa |
| ⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計） | : 約 1.44MPa |

## 【設 定 根 拠】（続き）

以上より、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）として原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.44MPa 以上とする。

注記＊：低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部  
～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
- ・残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～原子炉压力容器
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）  
～A-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

【設 定 根 拠】 (続き)

なお低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合の配管・ホースは以下の通りであり、必要となる吐出圧力約 1.44MPa を下回る。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部  
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部  
～原子炉圧力容器
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）  
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部  
～残留熱代替除去系スプレイライン合流部
- ・残留熱代替除去系スプレイライン合流部  
～B-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(11) 取水した海水を大量送水車に送水する場合の吐出圧力 0.42MPa 以上

大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる西側道路にホースを敷設し、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

- |                        |             |
|------------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差           | : 約 0.00MPa |
| ② 静水頭                  | : 約 0.06MPa |
| ③ ホース*圧損               | : 約 0.16MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響          | : 約 0.02MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損         | : 約 0.18MPa |
| ⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計) | : 約 0.42MPa |

## 【設定根拠】(続き)

以上より、大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の吐出圧力は 0.42MPa 以上とする。

注記\*：大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース

公称値については、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格 (A-1 級) を満足するものを採用していることから、その規格上要求される吐出圧力 0.85MPa 以上とする。

## 3. 最高使用圧力の設定根拠

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプの吐出圧力 1.58MPa を上回る圧力として  MPa とする。

## 4. 最高使用温度の設定根拠

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性を確認している代替淡水源の温度 35°C 及び海水の温度 30°C を上回る  °C とする。

## 5. 原動機出力

大量送水車の原動機出力は、必要軸動力が最大となる流量 120m<sup>3</sup>/h 時の軸動力を基に設定する。

大量送水車の流量が 120m<sup>3</sup>/h、吐出圧力が 1.58MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は、約  kW となる。

以上より、大量送水車の原動機出力は、 kW/個とする。

## 6. 個数の設定根拠

大量送水車 (原動機含む。) は、重大事故等対処設備として淡水又は海水を燃料プールへ注水又はスプレイするため等にの必要な個数が 1 基あたり 2 個を 1 セットとして、2 セット 4 個の合計 4 個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。

同等な機能を有することの説明（準備時間）  
 関連箇所を赤枠にて示す

必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150
手順の項目  輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水	緊急時対策要員  6	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水 2時間10分												【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッド運搬・接続等			
		緊急時対策所～第4保管エリア移動※1															
		車両健全性確認(ホース取車)															
		送水準備(送水ヘッド～接続口)															
		送水準備(ホース敷設及び送水ヘッド接続)															
		緊急時対策所～第3保管エリア移動※2															
		車両健全性確認(大量送水車、ホース取車)															
		大量送水車配置															
		送水準備(ホース敷設)															
		大量送水車起動、注水開始(水張り・系統確認)															

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。  
 ※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-9図 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水  
 タイムチャート(1/2)

必要な要員と作業項目	経過時間(分)	備考	
			手順の項目
海を水源とした大量送水車(2台)による送水	10	【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、送水操作等  【接続口周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、送水ヘッダ接続、注水操作等  【送水先】 ・原子炉圧力容器への注水 ・原子炉格納容器内へのスプレイ ・原子炉格納容器下部への注水 ・原子炉ウエルへの注水 ・燃料プールへの注水/スプレイ	
	20		緊急時対策要員 6
	30		緊急時対策要員 6
	40		緊急時対策要員 6
	50		緊急時対策要員 6
	60		緊急時対策要員 6
	70		緊急時対策要員 6
	80		緊急時対策要員 6
	90		緊急時対策要員 6
	100		緊急時対策要員 6
	110		緊急時対策要員 6
	120		緊急時対策要員 6

※1 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。  
 ※2 第2 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25 分以内で実施可能である。

第 1.13-13 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による送水  
 タイムチャート(1/4)

必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	
手順の項目  輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	中央制御室運転員(A)	1															低圧原子炉代替注水槽の水位確認	
	緊急時対策要員	6															緊急時対策所～第4保管エリア移動※1 車両健全性確認(ホース緊張車) 送水準備(送水ヘッダ～補給口) 送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続)	【補給先周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・接続等
	緊急時対策要員	6															緊急時対策所～第3保管エリア移動※2 車両健全性確認(大量送水車、ホース緊張車) 大量送水車配置 送水準備(ホース敷設) 大量送水車起動、補給開始(水張り・系統確認)	【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、補給操作等

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。  
 ※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-15図 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート



保安規定第65条

表65-11「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」

65-11-4「構内監視設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)

65-11-4 構内監視設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
構内監視設備	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作可能であること

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥
運転	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	1台
起動	常設代替交流電源設備	※1
高温停止 冷温停止 燃料交換	可搬型代替交流電源設備	※2

※1：第65条（65-12-1 常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※2：第65条（65-12-2 可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1.13）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1.13）  
「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備（手順等）」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備を設ける（想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定める）こと、及び海その他の水源（前項の水源を除く）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）については、重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な量の水を供給するために必要な代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）周辺の確認をするために必要な設備であり、重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において動作が必要な設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

⑤ ②に含まれる設備

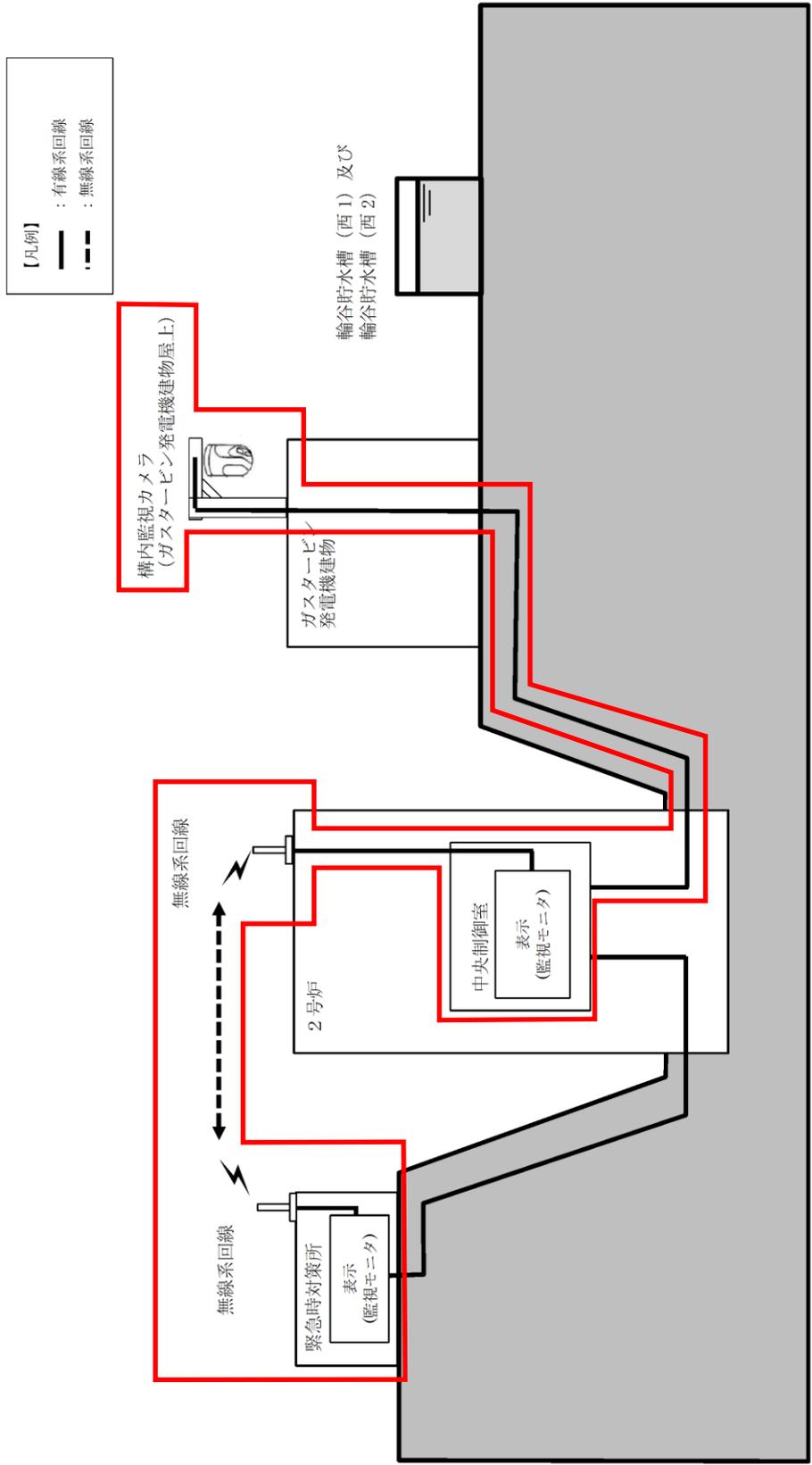
⑥ 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、1N要求設備であり、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）周辺を確認するために必要な1台を所要数とする。（添付-2）

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2）

- a. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）  
映像確認等により動作可能であることの確認を行う。頻度については既存の保安規定設備（ポンプ、ファン等）の確認頻度が1箇月に1回で設定されているので、それを準用した対応とする。



65-11-4の範囲  
赤枠にて示す



※：通信回線（有線系，無線系）は，土石流の影響を受けない設計とする。

第5.7-12図 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) 系統概要図

第5.7-1表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の主要機器仕様

(1) 低圧原子炉代替注水槽

基 数 1  
容 量 約1,230 m<sup>3</sup>  
主要部材質 鉄筋コンクリート

(2) サプレッション・チェンバ

第9.1-1表 一次格納施設主要仕様に記載する。

(3) ほう酸水貯蔵タンク

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

(4) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上)

台 数 1

(5) 大量送水車

a. 送水用

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備主要機器仕様に記載する。

b. 海水取水用

型式 ディフューザ形  
台数 2 (予備1)  
容量 168m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において)  
120m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)  
吐出圧力 0.85MPa[gage]~1.4MPa[gage]以上

保安規定第65条

表65-12「電源設備」

65-12-1「常設代替交流電源設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

表65-1-2 電源設備

65-1-2-1 常設代替交流電源設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※1
適用される 原子炉の状態④	設 備⑤
運転	ガスタービン発電機
起動	ガスタービン発電機用サービスタンク
高温停止	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
低温停止	ガスタービン発電機用軽油タンク
燃料交換	※2
	所要数⑥
	1台
	1基
	1台

※1：燃料移送系の必要な弁および配管を含む。

※2：第65条（65-1-2-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 1 4）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、常設重大事故等対処設備である常設代替交流電源による電源系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 1 4）

「電源設備（手順等）」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プールの燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する（手順を定める）こと。

④ 常設代替交流電源設備による電源系は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、必要な電力を確保するため、1台を所要数とする。

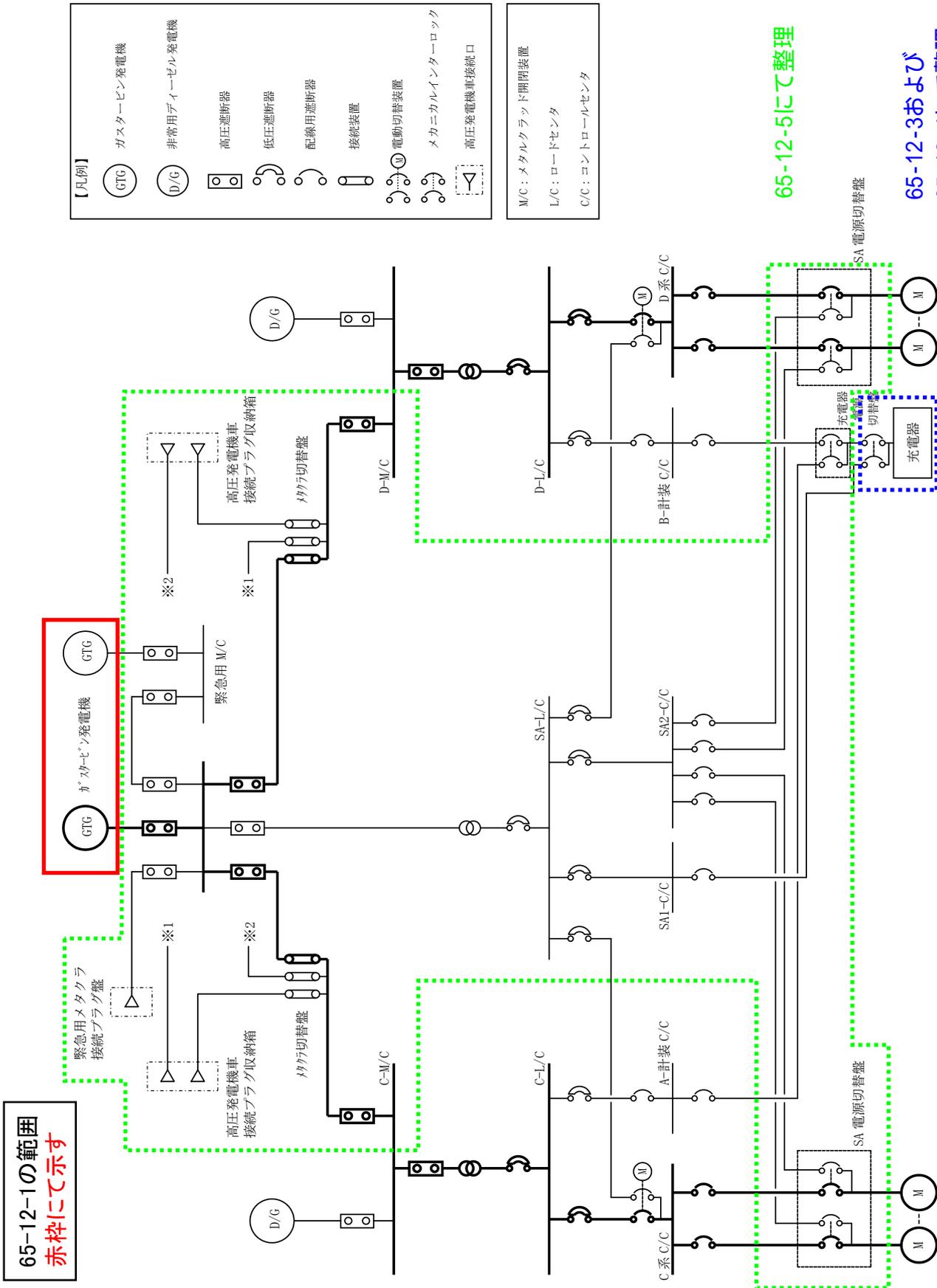
ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量として、1基（タンクレベル1,400mm以上の燃料油が貯蔵されていること）を所要数とする。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給するため1台を所要数とする。

（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-2）

保安規定 第65条 条文				記載の説明	備考
(2) 確認事項				<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。) 項目1が該当。 定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2, 3, 4が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき常設設備は1箇月に1回、動作可能であることを確認する。 なお、項目3のガスタービン発電機用サービスタンクのタンクレベルが1,400mm以上であることの確認については、保安規定第58条(非常用ディーゼル発電機その1)および第59条(非常用ディーゼル発電機その2)において、非常用ディーゼル発電機ダイタングレベルの運転上の制限の確認事項として「ディーゼル発電機運転中および運転終了後2日間」をLCO除外期間としていることを準用し、「ガスタービン発電機運転中および運転終了後2日間」をLCO除外期間とする。</p>	備考
項目⑦	頻度	担当			
1. ガスタービン発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	定事検停止時	課長(電気)			
2. ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長			
3. ガスタービン発電機用サービスタンクのタンクレベルが1,400mm以上であることを確認する。ただし、ガスタービン発電機の運転中および運転終了後2日間を除く。	1箇月に1回	当直長			
4. ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長			
(3) 要求される措置				<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 各要素について、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3(2), (3))</p> <p><b>【運転、起動および高温停止】</b> A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用ディーゼル発電機が該当し、完了時間は“速やかに”とする。 A2. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。 B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	
適用される原子炉の状態	要求される措置⑨	完了時間			
運転 起動 高温停止	<p>A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合</p> <p>A1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*3が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>A2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p> <p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> <p>B1. 当直長は、高温停止にする。 および</p> <p>B2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>24時間</p> <p>36時間</p>			





65-12-5にて整理

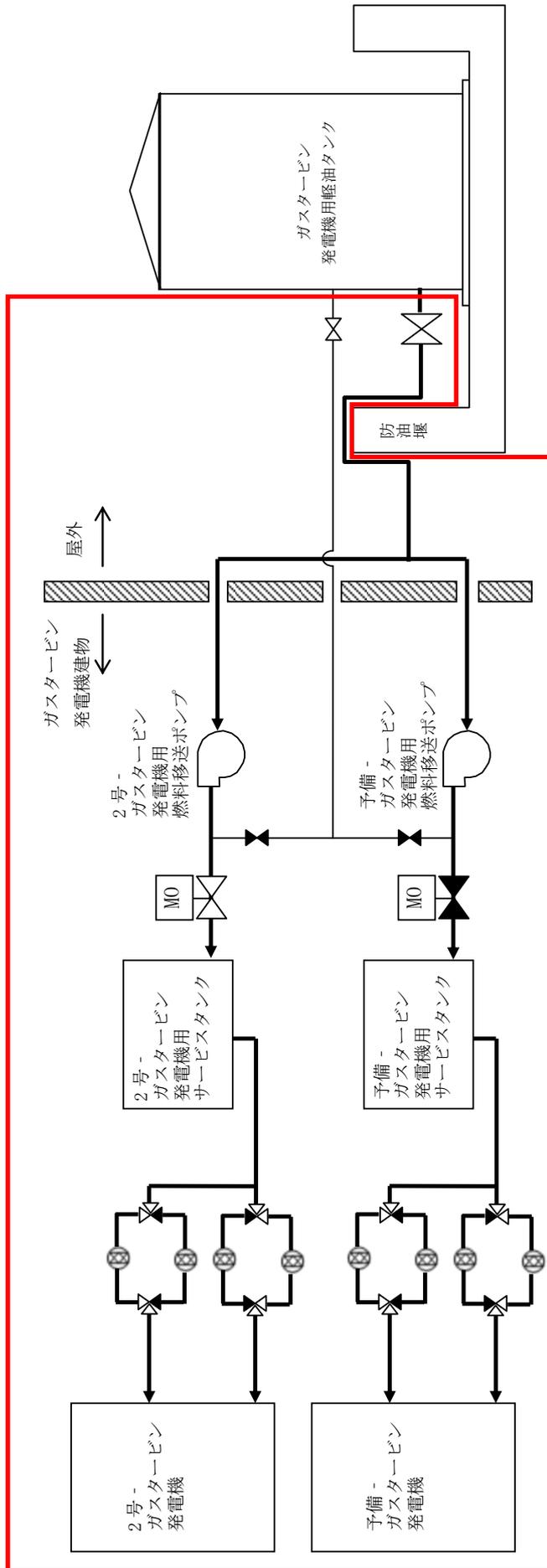
65-12-3および

65-12-4にて整理

第 10.2-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)  
(ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)

65-12-1の範囲  
赤枠にて示す





第 10.2-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)  
(ガスタービン発電機の燃料系統)

電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)は、想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)は想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

第10.2-1表 代替電源設備の主要機器仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. ガスタービン発電機	
ガスタービン	
台数	1 (予備1)
使用燃料	軽油
出力	約5,200kW/台
発電機	
台数	1 (予備1)
種類	同期発電機
容量	約6,000kVA/台
力率	0.8
電圧	6.9kV
周波数	60Hz
b. ガスタービン発電機用サービスタンク	
基数	1 (予備1)
容量	約7.9m <sup>3</sup> /基
c. ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	
台数	1 (予備1)
容量	約4.0m <sup>3</sup> /h/台

d. ガスタービン発電機用軽油タンク

基数	1
容量	約560m <sup>3</sup>

名 称	<u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>	
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<input type="text"/> 以上 (4.0)
吐 出 圧 力	MPa	<input type="text"/> 以上 (0.5)
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.98
最 高 使 用 温 度	°C	66
原 動 機 出 力	kW/個	3.7
個 数	—	1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、以下の機能を有する。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するガスタービン発電機へガスタービン発電機用軽油タンクの燃料を移送するために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機用サービスタンクへガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、ガスタービン発電機用ガスタービン機関定格出力運転時の燃料消費量以上を供給可能な容量としている。

上記の条件を満足するガスタービン発電機用燃料移送ポンプの必要容量は、下記のように求める。

$$Q = \frac{c}{1000}$$

Q：燃料移送ポンプ必要容量 (m<sup>3</sup>/h)

c：燃料消費率 (ℓ/h) =  (公称値 2090ℓ/h + マージン  % 含む。)

$$Q = \frac{\text{}}{1000} = \text{} \div \text{} \text{ m}^3/\text{h}$$

【設定根拠】(続き)

上記から、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の容量は、必要容量を上回るものとし、 $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、 $\square$  4.0m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプからガスタービン発電機用サービスタンクに燃料を移送するときの供給源と移送先の差圧、静水頭、配管・機器圧力損失を基に設定する。

- ① 供給源と移送先との差圧 : 0MPa (ともに大気圧のため)
- ② 供給源から移送先までの静水頭 :  $\square$  MPa
- $\square \times \square \times 9.80665 \times 10^{-6} = \square \div \square$  MPa
- $\square$  m : ガスタービン発電機用軽油タンク設置レベル EL  $\square$  ~ サービスタンク天面 EL  $\square$
- $\square$  kg/m<sup>3</sup> : 流体密度 (15°C, 軽油)
- ③ 配管・機器圧力損失 :  $\square$  MPa
- 機器圧力損失 :  $\square$  MPa
- 配管・弁類圧力損失 :  $\square$  MPa
- 
- 合計 :  $\square$  MPa
- ④ ①~③の合計 :  $\square$  MPa

上記から、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの吐出圧力は、 $\square$  MPa を上回る  $\square$  MPa 以上とする。

公称値については、 $\square$  0.5MPa とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの締切圧力  $\square$  MPa を上回る圧力とし、0.98MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用温度は、ガスタービン発電機燃料移送系主配管「2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部~2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ」及び「2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部~予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66°C とする。

## 【設定根拠】(続き)

## 5. 原動機出力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、ポンプの軸動力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \cdot Q \cdot p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

「歯車ポンプ及びねじポンプ—試験方法」)

$$P = \frac{10^3 \cdot Q \cdot p}{60 \cdot \eta} \cdot 100$$

P : 軸動力 (kW)

P<sub>u</sub> : 水動力 (kW)

p : 全圧力 (=吐出圧力-吸込圧力) (MPa) =

Q : 吐出し量 (m<sup>3</sup>/min) =  (=  m<sup>3</sup>/h)

η : ポンプ効率 (%) =

$$P = \frac{10^3 \times \text{} \times \text{}}{60 \times \text{}} \times 100 = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、原動機出力は、軸動力  kW を上回る出力として 3.7kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ(原動機含む。)は、重大事故等対処設備としてガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機まで燃料を移送するために必要な個数である 1個 (予備 1 個) 設置する。

名 称	ガスタービン発電機用サービスタンク	
容 量	m <sup>3</sup> /個	<input type="text"/> 以上(7.9)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	66
個 数	—	1 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電機）として使用するガスタービン発電機用サービスタンクは、以下の機能を有する。

ガスタービン発電機用サービスタンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するガスタービン発電機用ガスタービン機関の連続運転を可能とするために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機用軽油タンクより供給された燃料を貯蔵し、ガスタービン発電機用ガスタービン機関の連続運転に必要な燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、ガスタービン発電機用ガスタービン機関を定格出力で 時間の連続運転が可能な容量とする。

上記の条件を満足するガスタービン発電機用サービスタンクの必要容量は、下記のように求める。

$$V = C \times T$$

V : 必要容量 (m<sup>3</sup>)

C : 燃料消費率 (ℓ/h) =  (公称値 2090ℓ/h + マージン % 含む。)

T : 連続運転時間 (h) =

$$V = \frac{\text{}{1000} \times \text{} = \text{} \div \text{$$

以上より、ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は、m<sup>3</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される容量 m<sup>3</sup> を上回る 7.9m<sup>3</sup>/個とする。

※本計算では必要容量を算出しており、デッドストック0.29m<sup>3</sup>は含まれていない

## 【設 定 根 拠】（続き）

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクを重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、開放型タンクであることから、静水頭とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクを重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、ガスタービン発電機燃料移送系主配管「2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ～2号-ガスタービン発電機用サービスタンク」及び「予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ～予備-ガスタービン発電機用サービスタンク」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

4. 個数の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクは、重大事故等対処設備としてガスタービン発電機用ガスタービン機関1個（予備1個）を駆動する燃料を貯蔵するために必要となる 1個（予備1個）設置する。

## 3.3 ガスタービン発電機

設置（変更）許可申請書の添付書類十における事故シーケンスにおいて、ガスタービン発電機から電力を供給する有効性評価で期待する負荷に加え、評価上期待していない不要負荷であるが、電源が供給されるため発電機の負荷として考慮する必要がある負荷を抽出した結果、所要負荷が最大となる事故シーケンスは、「全交流動力電源喪失（長期TB）、全交流動力電源喪失（TBD、TBU）、全交流動力電源喪失（TBP）」であり、負荷積算イメージを図3-6に示す。最大負荷は、4281kWであり、最大所要負荷リストを表3-8に示す。

ガスタービン発電機用発電機の出力は、十分な容量が確保できるよう4800kW\*の出力を有する設計とし、設定したガスタービン発電機用発電機出力をガスタービン発電機用発電機の効率で除すことにより、ガスタービン発電機用ガスタービン機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、ガスタービン発電機用ガスタービン機関の出力及びガスタービン発電機用発電機の容量を以下のとおりとする。

また、火力省令及び原子力電技命令を準用し、「2.1.1 ガスタービン」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

注記\*：ガスタービン発電機は、外気温度40℃において定格出力4800kWを出力可能な設計としている。

## 3.3.1 ガスタービン発電機用ガスタービン機関

ガスタービン発電機用発電機の出力4800kWから、ガスタービン発電機用ガスタービン機関の出力は次式により  kW以上の5200kWとする。

$$P_E \geq P \div \eta = 4800 \div \text{} = \text{$$

$P_E$ ：ガスタービン発電機用ガスタービン機関の出力（kW）

$P$ ：ガスタービン発電機用発電機の定格出力（kW）=4800

$\eta$ ：ガスタービン発電機用発電機の効率=

## 3.3.2 ガスタービン発電機用発電機

ガスタービン発電機用発電機の容量は、次式により6000kVAとする。

$$Q = P \div \text{pf} = 4800 \div 0.80 = 6000$$

$Q$ ：ガスタービン発電機用発電機の容量（kVA）

$P$ ：ガスタービン発電機用発電機の定格出力（kW）=4800

$\text{pf}$ ：力率=0.80

保安規定第65条

表65-12「電源設備」

65-12-2「可搬型代替交流電源設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)

添付-3 同等な機能を有する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1(準備時間)

65-1-2-2 可搬型代替交流電源設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
可搬型代替交流電源設備 すること※2	

適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転	高圧発電機車	3台×2※3
起動	ガスタービン発電機用軽油タンク	※4
高温停止	タンクローリ	※4
冷温停止	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	※4
燃料交換		

- ※1：1系列とは、高圧発電機車3台をいう。
- ※2：動作可能とは、高圧発電機車接続プラグ収納箱のうち原子炉建物西側もしくは原子炉建物南側の1箇所に接続し、メタクラ切替盤が使用できること、または緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続できることを含む。
- ※3：高圧発電機車は、第1保管エリアおよび第4保管エリアに分散配置されていること。
- ※4：第65条（65-1-2-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 高圧発電機車を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	2年に1回	課長（電気）
2. 高圧発電機車を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（電気）

- ① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14）が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である可搬型代替交流電源設備による電源系2系列が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））
  - ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14）「電源設備（手順等）」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する（手順を定める）こと。
- ④ 可搬型代替交流電源設備による電源系は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））
- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ 高圧発電機車は、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型代替電源設備（原子炉建屋の外から電気を供給するもの）であり2N要求設備に該当する。想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するもの1セット3台として、2セット6台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-2）
- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2）
  - a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）項目1が該当。  
「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき2年に1回、性能確認を実施する。
  - b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）項目2が該当。  
「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき可搬型設備は3箇月に1回、動作可能であることを確認する。

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が2系列未満1系列以上の場合	A1. 課長（電気）は、残りの可搬型代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを確認する。 および A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを確認する。 または A3. 2. 当直長および課長（電気）は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※7</sup> が使用可能であることを確認する。 または A3. 3. 課長（電気）は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A4. 課長（電気）は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  速やかに  10日間  10日間  10日間  30日間

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。  
可搬型代替交流電源設備による電源系は2N要求設備であるため、運転、起動および高温停止においては、動作可能な系統数が2N未満（1N以上）となった場合と1N未満となった場合を条件として設定する。  
冷温停止および燃料交換においては、2N未満（1N以上）と1N未満となった場合とで要求される措置が同じになるため、2N未満となった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（2）、（3））

【運転、起動および高温停止】

A1. 動作可能な可搬型代替交流電源設備が2系列未満1系列以上となった場合には、残りの可搬型代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な可搬型代替交流電源設備が1系列以上の場合には、条件Aで要求される措置を継続して実施し、1系列未満の場合には条件Bへ移行し、条件Bで要求される措置を実施する。なお、完了時間は“速やかに”とする。

A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用ディーゼル発電機が該当し、完了時間は“速やかに”とする。

A3. 1. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」の技術的能力で整理した常設代替交流電源設備が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（2N未満（1N以上））である「10日間」とする。

A3. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が使用可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」の技術的能力で整理した「号炉間電力融通ケーブル」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（2N未満（1N以上））である「10日間」とする。

【必要容量】

1号炉からの電力融通に期待する場合、1号炉の非常用ディーゼル発電機は1基あたり約3,000kWであり、高圧発電機車よりも大容量であるため、必要容量を満足する。

【準備時間】

高圧発電機車による受電まで約4時間35分であるのに対して、号炉間電力融通ケーブル（常設）の場合は1時間35分、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の場合は4時

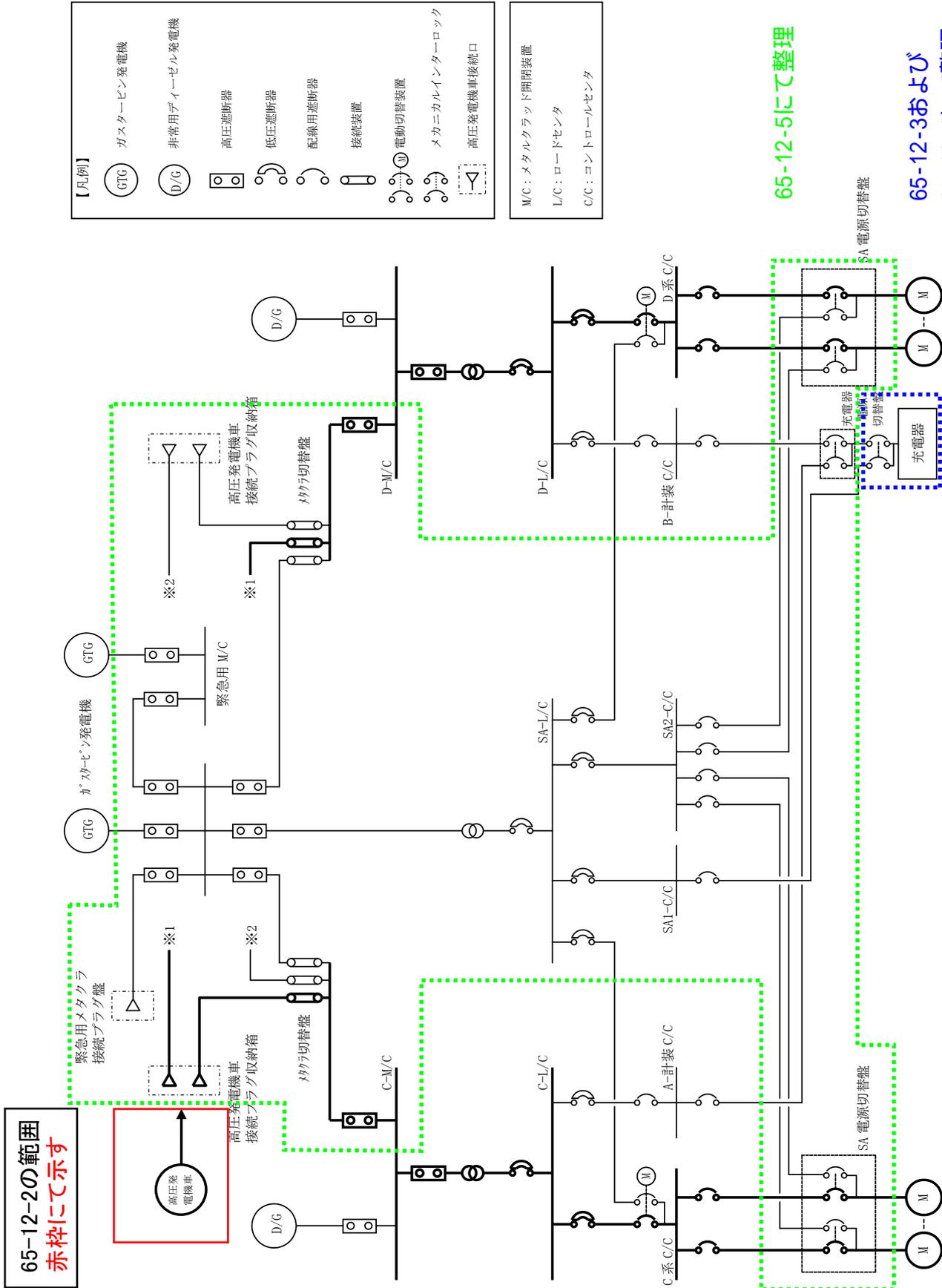
保安規定 第65条 条文		記載の説明		備考
適用される 原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	<p>間 25 分であり，高圧発電機車よりも短時間で準備できることから，時間短縮の補充措置は不要である。(添付一3)</p> <p>A3.3. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補充する代替措置(発電機の補充等)を検討し，原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能な場合の AOT 上限 (2 N 未満 (1 N 以上)) である「10 日間」とする。</p> <p>A4. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合，補充する自対策設備が動作可能であることを確認した場合または代替措置を実施した場合の AOT 上限の「30 日間」とする。</p> <p>B1.1., B2.1. A2. と同様。</p> <p>B1.2 A3.1 と同様。ただし，完了時間は 1 N 未満のため「3 日間」とする。</p> <p>B1.3 A4 と同様。</p> <p>B2.2.1 A3.2 と同様。ただし，完了時間は 1 N 未満のため「3 日間」とする。</p> <p>B2.2.2 A3.3 と同様。ただし，完了時間は 1 N 未満のため「3 日間」とする。</p> <p>B2.3. A4. と同様。ただし，完了時間は 1 N 未満のため「10 日間」とする。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
運転 起動 高温停止	B. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が 1 系列未満の場合	B1.1. 当直長は，非常用ディーゼル発電機 1 台を起動し，動作可能であることを確認するとともに，その他の設備 <sup>5</sup> が動作可能であることを確認する。 および B1.2. 当直長は，当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>6</sup> が動作可能であることを確認する。 および B1.3. 課長 (電気) は，当該システムを動作可能な状態に復旧する。 または B2.1. 当直長は，非常用ディーゼル発電機 1 台を起動し，動作可能であることを確認するとともに，その他の設備 <sup>5</sup> が動作可能であることを確認する。 および B2.2.1. 当直長および課長 (電気) は，当該機能を補充する自対策設備 <sup>7</sup> が使用可能であることを確認する。 または B2.2.2 課長 (電気) は，代替措置 <sup>8</sup> を検討し，原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B2.3. 課長 (電気) は，当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3 日間  30 日間  速やかに  3 日間  3 日間  10 日間	
	C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は，高温停止にする。 および C2. 当直長は，低温停止にする。	24 時間 36 時間	

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が2系列未満の場合	A1. 課長（電気）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 および A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを確認する。 または A3. 2. 当直長および課長（電気）は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※7</sup> が使用可能であることを確認する。 または A3. 3. 課長（電気）は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに

【冷温停止および燃料交換】

- A1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。
- A2. 【運転、起動および高温停止】におけるA2.と同様。ただし、冷温停止および燃料交換であることから、確認台数については1台とする。
- A3. 1. 【運転、起動および高温停止】におけるA3. 1.と同様。ただし、冷温停止および燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。
- A3. 2. 【運転、起動および高温停止】におけるA3. 2.と同様。ただし、冷温停止および燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。
- A3. 3. 【運転、起動および高温停止】におけるA3. 3.と同様。ただし、冷温停止および燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。

※5：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。  
 ※6：常設代替交流電源設備をいう。  
 ※7：号炉間電力融通ケーブルを使用した1号炉非常用ディーゼル発電機による非常用交流高圧電源母線A系またはB系の受電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した場合または号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した場合）をいう。  
 ※8：代替品の補充等をいう。



第 10.2-4 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 及び非常用所内電気設備を経由して給電)

【凡例】

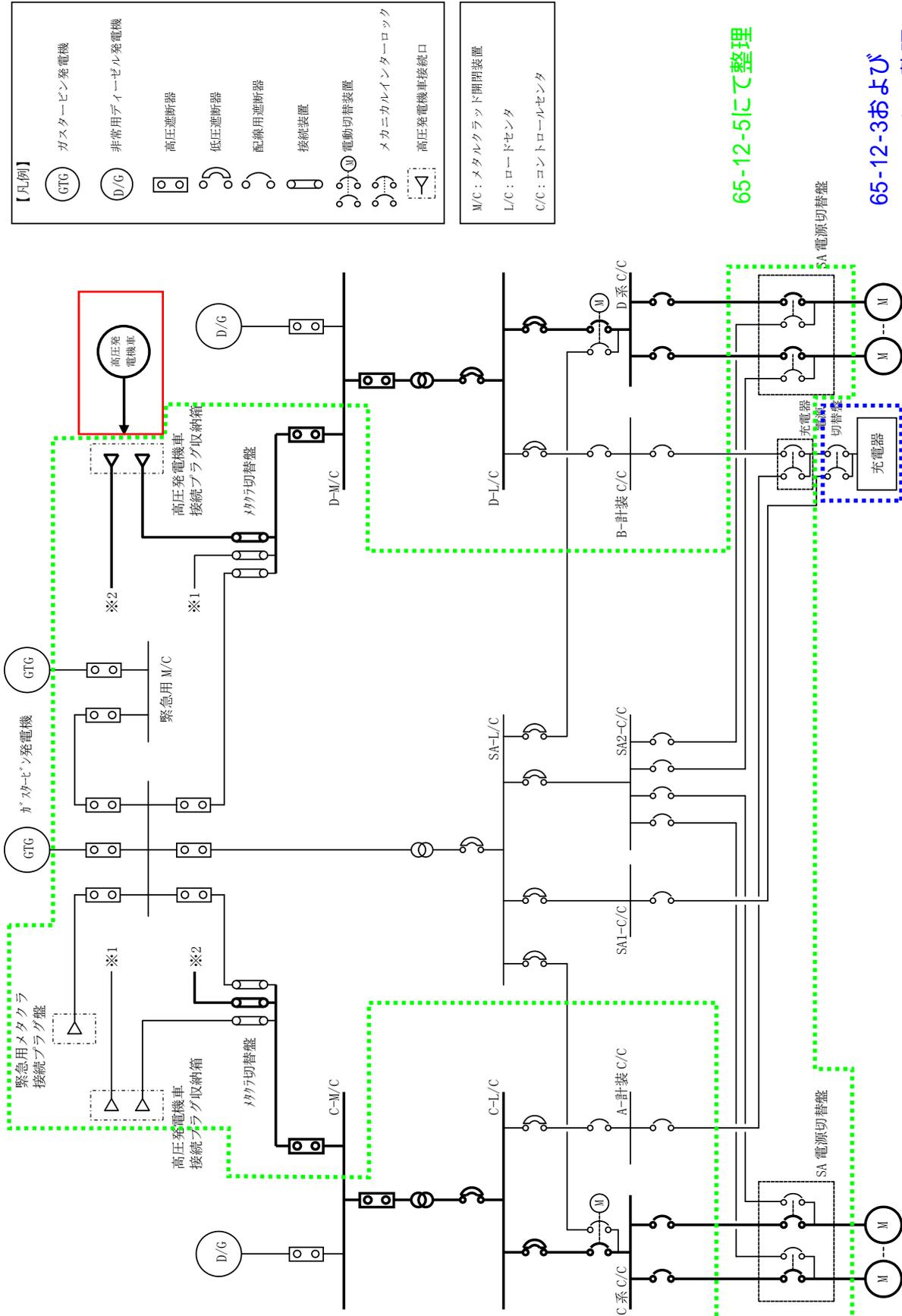
	ガスタービン発電機
	非常用ディーゼル発電機
	高圧遮断器
	低圧遮断器
	配線用遮断器
	接続装置
	電動切替装置
	メカニカルインターロック
	高圧発電機車接続口

M/C	: メタルクラッド開閉装置
L/C	: ロードセンタ
C/C	: コントロールセンタ

65-12-5にて整理

65-12-3および

65-12-4にて整理



【凡例】

	ガスタービン発電機
	非常用ディーゼル発電機
	高压遮断器
	低压遮断器
	配線用遮断器
	接続装置
	電動切替装置
	メカニカルインターロック
	高压発電機車接続口

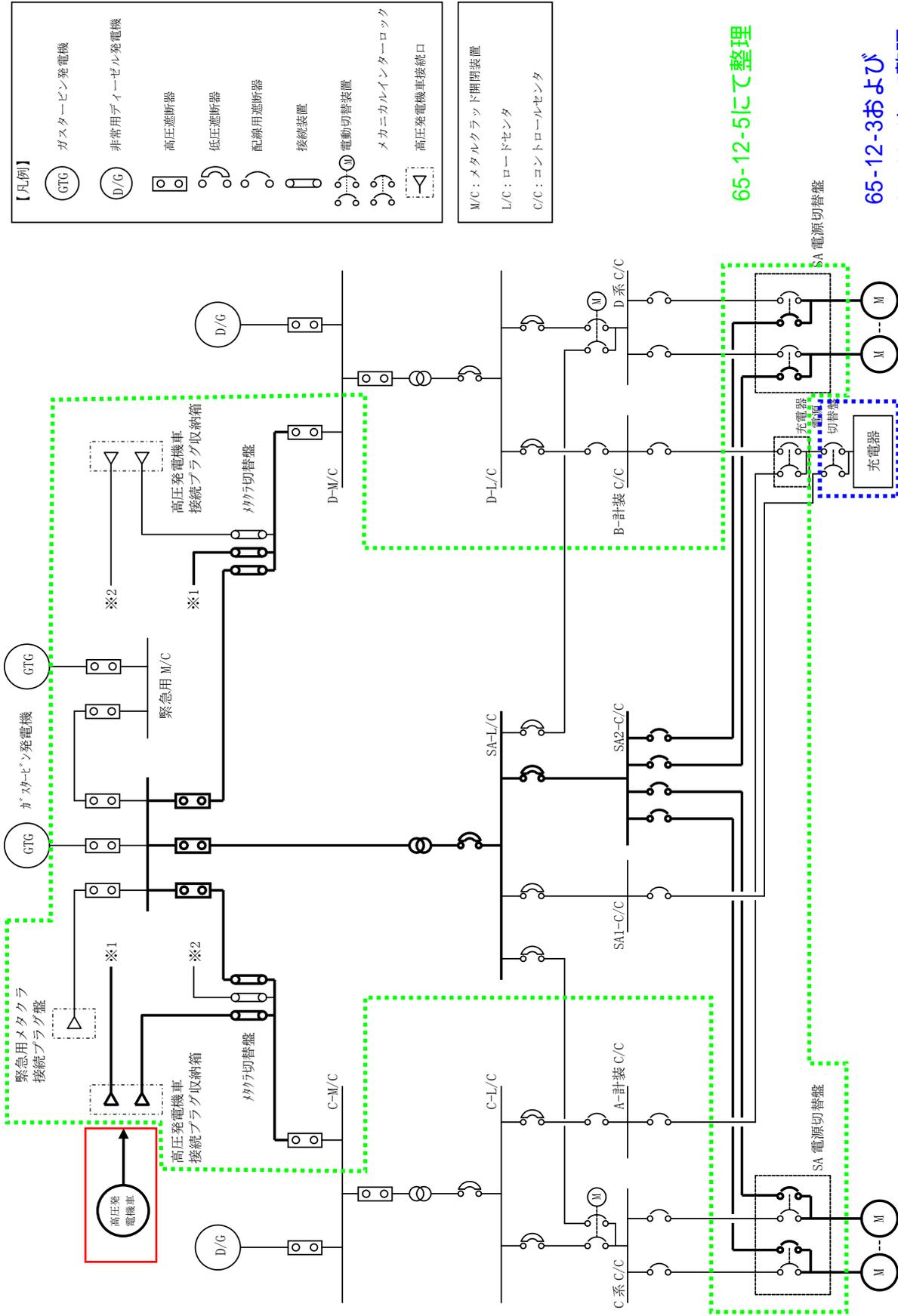
M/C	: メタルクラッド開閉装置
L/C	: ローテセンタ
C/C	: コントローラセンタ

65-12-5にて整理

65-12-3および  
65-12-4にて整理

第 10.2-5 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)  
(高压発電機車から高压発電機車接続プラグ取納箱 (原子炉建物南側) 及び非常用所内電気設備を経由して給電)





第 10.2-7 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 及び代替所内電気設備を経由して給電)

電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)は、想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)は想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 高圧発電機車

機関

台 数 6 (予備 1)

使用燃料 軽油

発電機

台 数 6 (予備 1)

種 類 同期発電機

容 量 約500kVA/台

力 率 0.8

電 圧 6.6kV

周 波 数 60Hz

b. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数 1

容 量 約560m<sup>3</sup>

c. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数 5

容 量 約170m<sup>3</sup>/基 (2基)

約100m<sup>3</sup>/基 (3基)

d. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数 1

容 量 約170m<sup>3</sup>

同等な機能を有する説明 (準備時間)  
 関連箇所を赤字にて示す

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続) によるM/C C系又はM/C C系又はM/C D系受電 【第1保管エリアを使用する場合】	1 中央制御室運転員A  2 現場運転員B, C  3 緊急時対策要員	高圧発電機車によるM/Cへの結電 4時間35分 ※1												※3	
		M/C受電準備													
		受電確認													
		移動, M/C受電準備													
		車両健全性確認 (高圧発電機車) ※2													
		高圧発電機車配置 ※2													
		高圧発電機車準備, ケーブル架設, 接続													
		移動, メタクトラ切替操作													
		移動, 送電操作													

※1 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間20分以内で可能である。  
 ※2 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。  
 また、第4保管エリアを使用した場合、移動, 車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で1時間25分以内で可能である。  
 ※3 高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続) によるM/C C系受電を示す。  
 また、高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続) によるM/C C系受電については4時間35分以内で可能である。

第 1.14-13 図 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系又はM/C D系受電 (高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続) による M/C C系又はM/C D系受電の場合) タイムチャート





保安規定第65条

表65-12「電源設備」

65-12-3「所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)  
(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)  
(3) 取扱説明書 (SA用115V系蓄電池 蓄電池電圧)

添付-3 同等な性能機能を有する説明

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

65-1-2-3 所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
所内常設蓄電式直流電源設備*1および常設代替直流電源設備*2	所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備による電源系が動作可能であること

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転	B-115V系充電器*3	1個
起動	B-115V系蓄電池*3	1組
高温停止	B1-115V系充電器(SA)*3	1個
冷温停止	B1-115V系蓄電池(SA)*3	1組
燃料交換	SA用115V系充電器	1個
	SA用115V系蓄電池	1組
運転	230V系充電器(RCIC)*4	1個
起動	230V系蓄電池(RCIC)*4	1組
高温停止		

\*1：所内常設蓄電式直流電源設備とは、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)、SA用115V系充電器、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)およびSA用115V系蓄電池をいう。

\*2：常設代替直流電源設備とは、SA用115V系充電器およびSA用115V系蓄電池をいう。

\*3：当該系統が動作不能時は、第61条(直流電源その1)、第62条(直流電源その2)、第63条(所内電源系統その1)および第64条(所内電源系統その2)の運転上の制限も確認する。

\*4：当該系統が動作不能時は、第61条(直流電源その1)および第63条(所内電源系統その1)の運転上の制限も確認する。

① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(1.14)が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備による電源系が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

- ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(1.14)

「電源設備(手順等)」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プールの燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する(手順を定める)こと。

④ 所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備のうちB-115V系充電器、B-115V系蓄電池、B1-115V系充電器(SA)、B1-115V系蓄電池(SA)、SA用115V系蓄電池およびSA用115V系充電器は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、負荷の切り離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できることおよび、65-13(計測設備)における監視に必要な機器に電源を供給するための設備であるから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。

また、所内常設蓄電式直流電源設備のうち230V系充電器(RCIC)および230V系蓄電池(RCIC)は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、第41条(原子炉隔離時冷却系)の必要な機器に電源を供給する設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 充電器は各1個、蓄電池は各1組ずつ設置されており、その数を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2)

保安規定 第65条 条文		記載の説明		備考
(2) 確認事項				
項目	項目	頻度	担当	
1. 所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備(蓄電池および充電器)の機能を確認する。	項目⑦	定事検停止時	課長(電気)	
2. B-115V系蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が113.4V以上であることを確認する。		1週間に1回	当直長	
3. B1-115V系蓄電池(SA)の浮動充電時の蓄電池電圧が113.4V以上であることを確認する。		1週間に1回	当直長	
4. 230V系蓄電池(RCIC)の浮動充電時の蓄電池電圧が226.8V以上であることを確認する。		1週間に1回	当直長	
5. SA用115V系蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が113.4V以上であることを確認する。		1週間に1回	当直長	
6. B-115V系充電器, B1-115V系充電器(SA)および230V系充電器(RCIC)の出力電圧を確認する。		1週間に1回	当直長	
7. SA用115V系充電器の出力電圧を確認する。		1週間に1回	当直長	
<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)</p> <p>項目1が該当。</p> <p>定事検停止時における直流電源設備の確認事項は、保安規定第61条(直流電源その1)に設定されており、それを準用した対応とする。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)</p> <p>項目2, 3, 4, 5, 6, 7が該当。</p> <p>通常運転中における直流電源設備の確認事項は保安規定第61条(直流電源その1)に設定されており、それを準用した対応とする。</p> <p>B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)および230V系蓄電池(RCIC)の浮動充電時の蓄電池電圧値は第61条(直流電源その1)同様とする。</p> <p>SA用115V系蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧値はメーカー仕様書に基づき設定する。(添付-2)。</p>				

保安規定 第65条 条文			記載の説明	備考
(3) 要求される措置				
適用される 原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 蓄電池が動作不能の場合	A1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機B系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。 および A2. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。 および A3. 当直長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間	⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 蓄電池が動作不能の場合および充電器が動作不能の場合を条件として設定する。  ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3(2),(3))  【運転、起動および高温停止】 A1. 蓄電池が動作不能となった場合には、残りの蓄電池が枯渇する前に、交流電源により、充電器を経由し、直流母線に電力を供給することが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であることおよび当該蓄電池の充電器が健全であることを“速やかに”確認する。なお、確認対象の非常用ディーゼル発電機については、所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備の電源区分に対応する非常用ディーゼル発電機B系を対象とする。  A2. A1.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。常設代替交流電源設備の準備時間は約1時間10分であり、蓄電池が枯渇する前に給電することが可能である(添付-3)。完了時間は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。  A3. 当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「30日間」とする。  B1. 充電器が動作不能となった場合には、必要な直流電源が確保されていることを確認するため、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)およびSA用115V系蓄電池が健全であることを“速やかに”確認する。  B2. 充電器が動作不能となった場合には、交流電源により、残りの充電器を経由し、直流母線に電力を供給することが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であることおよび残りの充電器が健全であることを“速やかに”確認する。なお、確認対象の非常用ディーゼル発電機については、所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備の電源区分に対応する非常用ディーゼル発電機B系を対象とする。  B3. B2.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。常設代替交流電源設備の準備時間は約1時間10分であり、蓄電池が枯渇するまでに給電することが可能である(添付-3)。完了時間は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)とする。
	B. 充電器が動作不能の場合	B1. 当直長は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)およびSA用115V系蓄電池が健全であることを確認する。 および B2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機B系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、残りの充電器が健全であることを確認する。 および B3. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、残りの充電器が健全であることを確認する。 および B4. 当直長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  速やかに  3日間  30日間	
	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	

B4. 当該充電器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「30日間」とする。

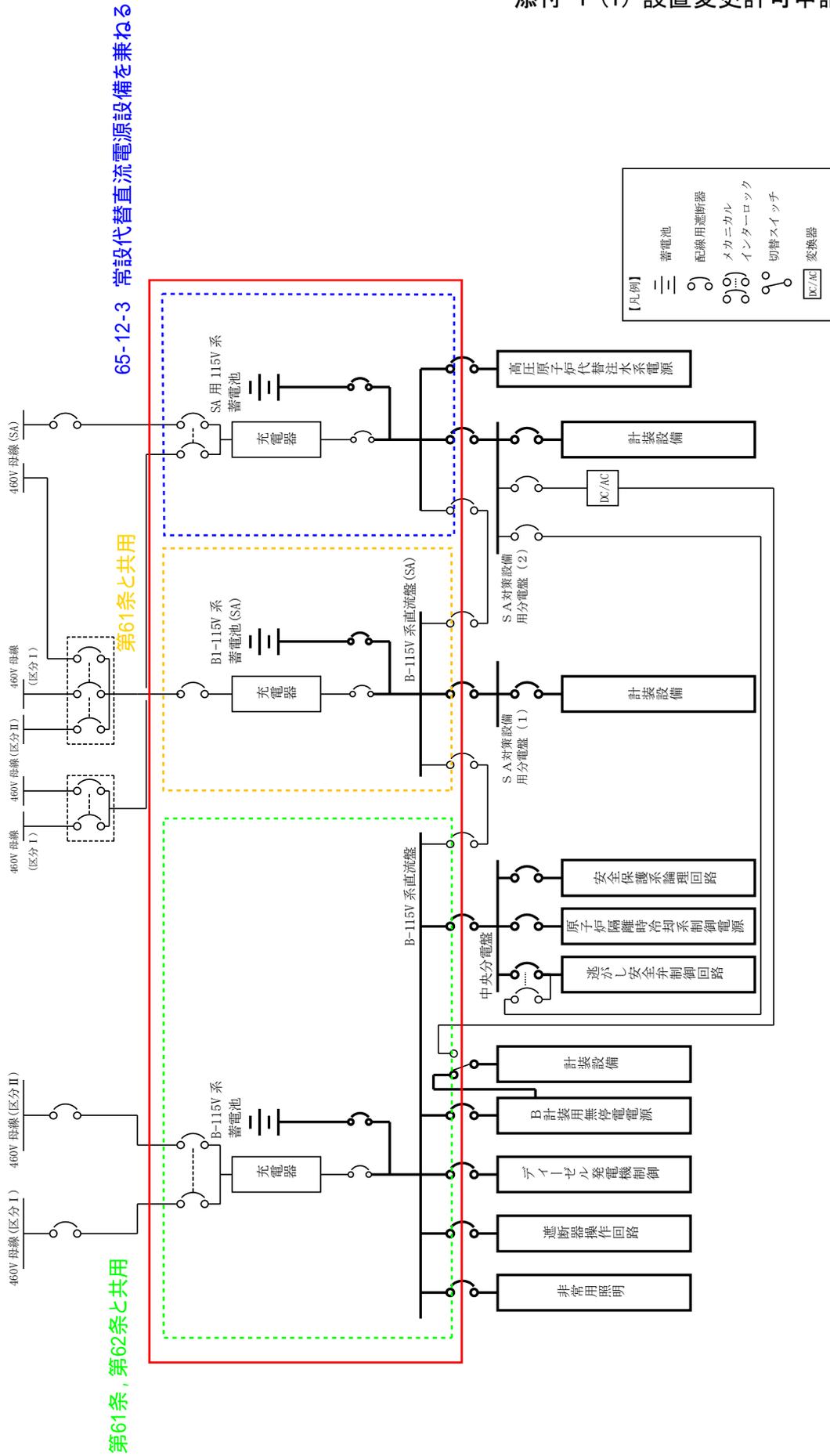
C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。

**【冷温停止および燃料交換】**

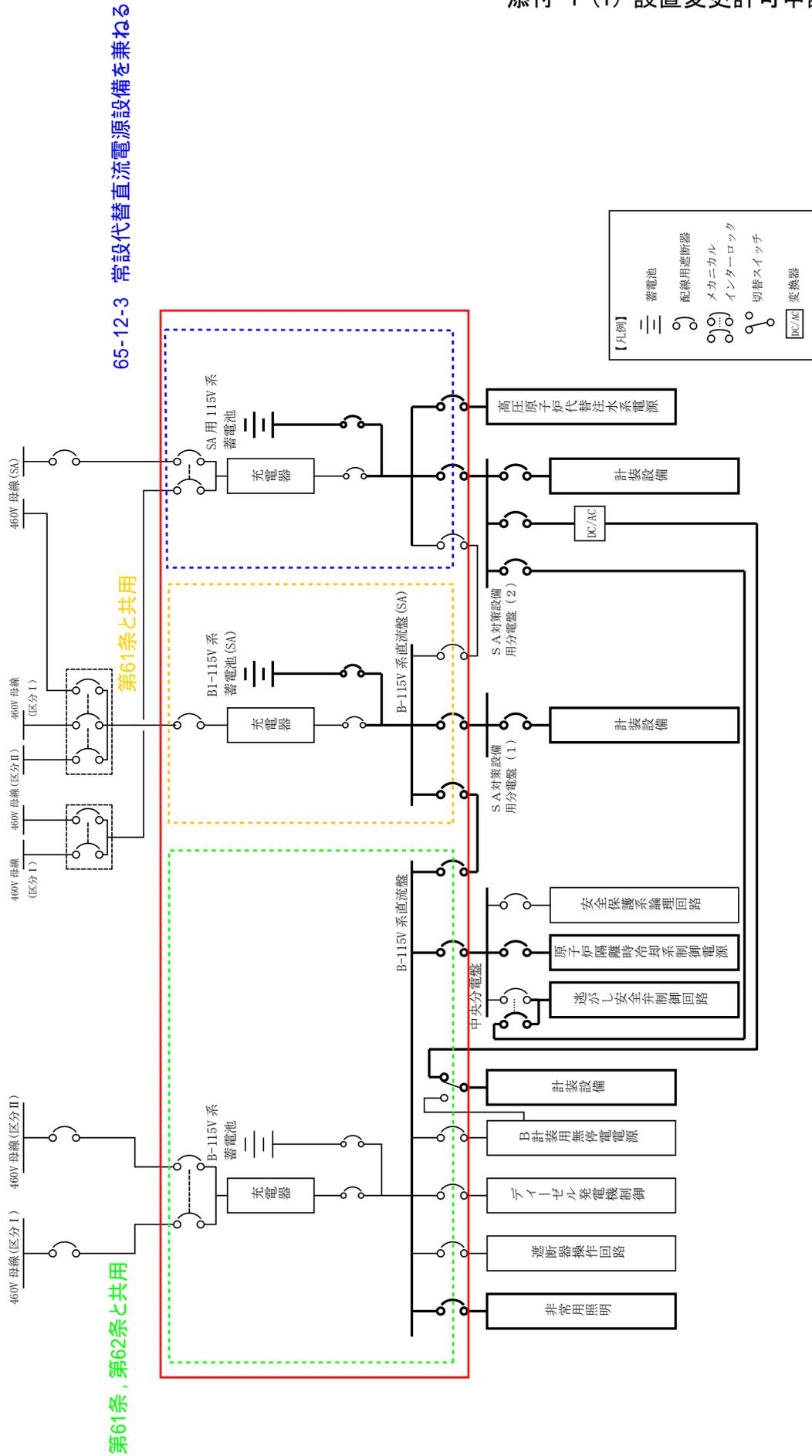
- A1. 当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。
- A2. 【運転, 起動および高温停止】におけるA2.と同様。ただし, 冷温停止および燃料交換であることから, 完了時間は“速やかに”とする。
- B1. 当該充電器を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。
- B2. 【運転, 起動および高温停止】におけるB3.と同様。ただし, 冷温停止および燃料交換であることから, 完了時間は“速やかに”とする。

適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 蓄電池が動作不能の場合	A1. 当直長は, 当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は, 常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに, 当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。	速やかに  速やかに
	B. 充電器が動作不能の場合	B1. 当直長は, 当該充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 当直長は, 常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに, 残りの充電器が健全であることを確認する。	速やかに  速やかに

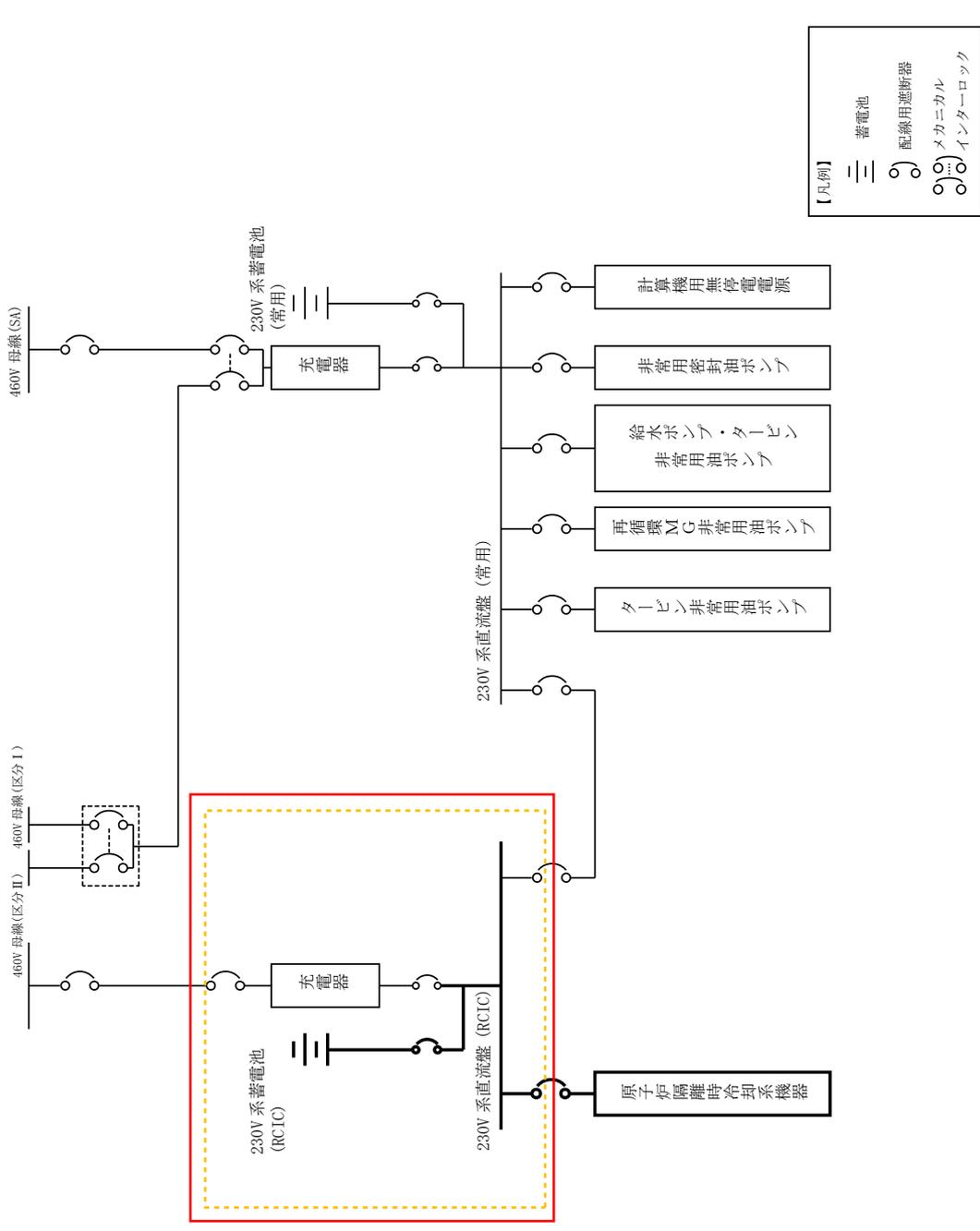
65-12-3の範囲  
赤枠にて示す



第 10.2-10 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
(B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA), SA用115V系蓄電池による給電)



第 10.2-11 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
(B1-115V系蓄電池 (SA), SA用 115V系蓄電池による給電)



第10.2-12 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備による給電)  
(230V系蓄電池 (RCIC) による給電)

第61条と共用

電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

B-115V系蓄電池及びB 1-115V系蓄電池(SA)は、想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)は想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

B 1-115V系充電器(SA), SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)は, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

緊急用メタクラ, メタクラ切替盤, 高圧発電機車接続プラグ収納箱, 緊急用メタクラ接続プラグ盤, SAロードセンタ, SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタは, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは, 設計基準事故対処設備と兼用しており, 設計基準事故対処設備としての容量が, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため, 設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

ガスタービン発電機用軽油タンクは, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

タンクローリは, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に, 燃料を補給できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は, 1セット1台に加えて, 故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

#### 10.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

ガスタービン発電機, ガスタービン発電機用サービスタンク, ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用メタクラは, ガスタービン発電機建物内に設置し, 想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ガスタービン発電機の操作は, 想定される重大事故等時において, 中央

e. タンクローリ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約3.0m<sup>3</sup>/台

(3) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

a. B-115V系蓄電池及びB 1-115V系蓄電池 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

組 数 1

電 圧 115V

容 量 約4,500Ah

(B-115V系蓄電池: 約3,000Ah B 1-115V系蓄電池 (S A): 約1,500Ah)

b. 230V系蓄電池 (R C I C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

組 数 1

電 圧 230V

容 量 約1,500Ah

c. S A用115V系蓄電池

組 数 1

電 圧 115V

容 量 約1,500Ah

d. B-115V系充電器及びB 1-115V系充電器 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

個 数	2
電 圧	120V
電 流	約400A及び約200A

## e. 230V系充電器 (R C I C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

個 数	1
電 圧	240V
電 流	約200A

## f. S A用115V系充電器

個 数	1
電 圧	120V
電 流	約200A

## (4) 可搬型直流電源設備

## a. 高圧発電機車

機関

台 数	6 (予備 1)
使用燃料	軽油

発電機

台 数	6 (予備 1)
種 類	同期発電機
容 量	約500kVA/台
力 率	0.8
電 圧	6.6kV
周 波 数	60Hz

