

柏崎刈羽原子力発電所
保安規定審査資料
(補足説明資料)

令和 2 年 8 月 2 0 日

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

T S - 2 5	L C O, A O T 及びサーベランスの設定 (抜粋) 1
T S - 8 0	適用される原子炉の状態の考え方について 476
T S - 9 1	復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の 運転確認について 486

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 4 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」
6 6 - 4 - 1 「低圧代替注水系（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 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 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) 設置変更許可申請書 添付十 (有効性評価)

(4) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

添付-3 同等な機能を有する設備

(1) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

(2) 設置変更許可申請書 審査資料 (有効性評価)

(3) 設置変更許可申請書 添付十 (有効性評価)

(4) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

(5) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

(6) 設置変更許可申請書 添付十 (有効性評価)

表66-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

66-4-1 低圧代替注水系 (常設) ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
低圧代替注水系 (常設)	低圧代替注水系 (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 起 高温停止	復水移送ポンプ※4	2台
	復水貯蔵槽	※6
	可搬型代替交流電源設備	※7
	常設代替交流電源設備	※8
	代替所内電気設備	※9
冷温停止 燃料交換※3	復水移送ポンプ※5	1台
	復水貯蔵槽	※6
	可搬型代替交流電源設備	※7
	常設代替交流電源設備	※8
	代替所内電気設備	※9

※1：必要な弁及び配管を含む。

※2：低圧代替注水系 (常設) の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系 (常設)」

「66-4-2 低圧代替注水系 (可搬型)」、「66-5-5 代替循環冷却系」

「39条 非常用炉心冷却系その1」

「第40条 非常用炉心冷却系その2」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：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

※4：復水移送ポンプは、「66-4-1 低圧代替注水系 (常設)」

「66-5-5 代替循環冷却系」

「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)」及び「66-7-1 格納容器下部注水系 (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。

※5：運転上の制限を満足しない場合は、「第40条 非常用炉心冷却系その2」の運転上

① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十七条 (1. 4) 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十一条 (1. 8) 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、低圧代替注水系 (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) 第四十七条 (1. 4) 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (手順等) として、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、原子炉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。

- 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 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加え、設計基準事故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、必要な手順等を定めること。

④ 低圧代替注水系 (常設) 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を防止する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、原子炉への注水が不要とな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、冷温停止及び燃料交換 (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又は(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 低圧代替注水系 (常設) について、原子炉運転中の有効性評価 (高圧・低圧注水機能喪失等) では、解析条件として復水移送ポンプ 2 台 (最大 300 m³/h) で注水することとしているため、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止では復水移送ポンプの所要数を 2 台とする。また、原子炉停止中の有効性評価 (全交流動力電源喪失) では、解析条件として復水移送ポンプ 1 台 (最大 150 m³/h) で注水することとしているため、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換 (原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない)。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考															
<p>の制限も確認する。</p> <p>※6：「66-11-1 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。</p> <p>※7：「66-12-2 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。</p> <p>※8：「66-12-1 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。</p> <p>※9：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="556 1647 1213 2724"> <thead> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square m³/h以上であることを確認すること、復水移送ポンプ2台で流量が \square m³/h以上、復水移送ポンプ1台で流量が \square m³/h以上確保可能であることを確認する。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断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。</td> <td>定検停止時</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、低温停止及び燃料交換^{※10}においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する^{※11}。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換^{※10}において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水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。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※10：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(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</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※11：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項目 ⑦	頻度	担当	1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square m ³ /h以上であることを確認すること、復水移送ポンプ2台で流量が \square m ³ /h以上、復水移送ポンプ1台で流量が \square m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM	2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断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。	定検停止時	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、低温停止及び燃料交換 ^{※10} においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する ^{※11} 。	1ヶ月に1回	当直長	4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換 ^{※10} において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水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ヶ月に1回	当直長	<p>(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又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合) では復水移送ポンプの所要数を1台とする。(添付-2)</p> <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</p> <p>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>確認する流量及び揚程は、工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2)</p> <p>定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。)</p> <p>項目2, 3, 4が該当。</p> <p>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、低圧注水系における注入隔離弁及び洗浄水弁、並びに復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁を対象とする。なお、項目2のタービン建屋負荷遮断弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービンドランドシールド蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、プラント停止中に試験を行う。</p> <p>項目3, 4は、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、動作確認を実施する。</p>	
項目 ⑦	頻度	担当															
1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が \square m以上、流量が \square m ³ /h以上であることを確認すること、復水移送ポンプ2台で流量が \square m ³ /h以上、復水移送ポンプ1台で流量が \square m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM															
2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断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。	定検停止時	当直長															
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、低温停止及び燃料交換 ^{※10} においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する ^{※11} 。	1ヶ月に1回	当直長															
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換 ^{※10} において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水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ヶ月に1回	当直長															

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
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	
運転起高温停止	A. 低圧代替注水系(常設)が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{*1,2} とともに、その他設備 ^{*1,3} が動作可能であることを確認する。及び A 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 ^{*1,4} が動作可能であることを確認する。及び A 3. 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 3日間 30日間	<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。低圧代替注水系(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>【運転、起動及び高温停止】 A 1. 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”である低圧注水系(非常用ディーゼル発電機含む)が該当する。</p> <p>A 2. 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。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。 高圧炉心注水系は重大事故等対処設備(設計基準拡張)であり、重大事故等対処設備の一種として位置づけられていること、また原子炉低圧時に十分な注水量を確保でき、かつ低圧注水系及び低圧代替注水系(常設)に対して独立性を確保できることから採用した。</p> <p>【必要容量】 高圧炉心注水系は、原子炉低圧時、$\square \text{ m}^3/\text{h}$以上の注水量を有するため、低圧代替注水系(常設)よりも大容量である。(添付-3)</p> <p>【準備時間】 高圧炉心注水系は、中央制御室からの遠隔起動により、速やかに準備可能であることから時間短縮の補完措置は不要である。</p> <p>A 3. 当該システムを復旧する。完了時間は、同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>【要求される措置Bの考え方】 低圧注水系と共用する配管又は弁が故障した場合は、低圧代替注水系(常設)及び低圧注水系がともに動作不能となるため、要求される措置A1.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39条(非常用炉心冷却系その1)で低圧注水系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。</p> <p>B 1. A 1.と同様。ただし、低圧注水系1系列が動作不能の状態であることから、残りの低圧注水系2系列(非常用ディーゼル発電機含む)が動作可能であることを確認する。</p> <p>B 2. A 2.と同様。</p>
	B. 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{*1,2} とともに、その他設備 ^{*1,5} が動作可能であることを確認する。及び B 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 ^{*1,4} が動作可能であることを確認する。及び B 3. 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 3日間 10日間	
	C. 条件A, Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。及び C 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

B3. 当該システムを復旧する。完了時間は保安規定第39条（非常用炉心冷却系その1）で定める低圧注水系1系列が動作不能の場合の完了時間「10日間」を準用する。

C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。

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※16	A. 低圧代替注水系(常設)が動作不能の場合又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A1. 当直長は、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。 及び A2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※12ととも に、その他の設備※17が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに

※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※13：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3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。

※14：高圧炉心注水系をいう。

※15：低圧注水系に接続する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。

※16：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

※17：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（可搬型）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。

【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又は (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. 原子炉が停止している状態であり、保安規定第40条（非常用炉心冷却系その2）で要求される非常用炉心冷却系のうち何れか1系列が動作可能であることを“速やかに”起動し確認する。

高圧炉心注水系及び低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む）は、原子炉低圧時に十分な注水量を確保でき、かつ低圧代替注水系（常設）に対して独立性を確保できることから採用した。

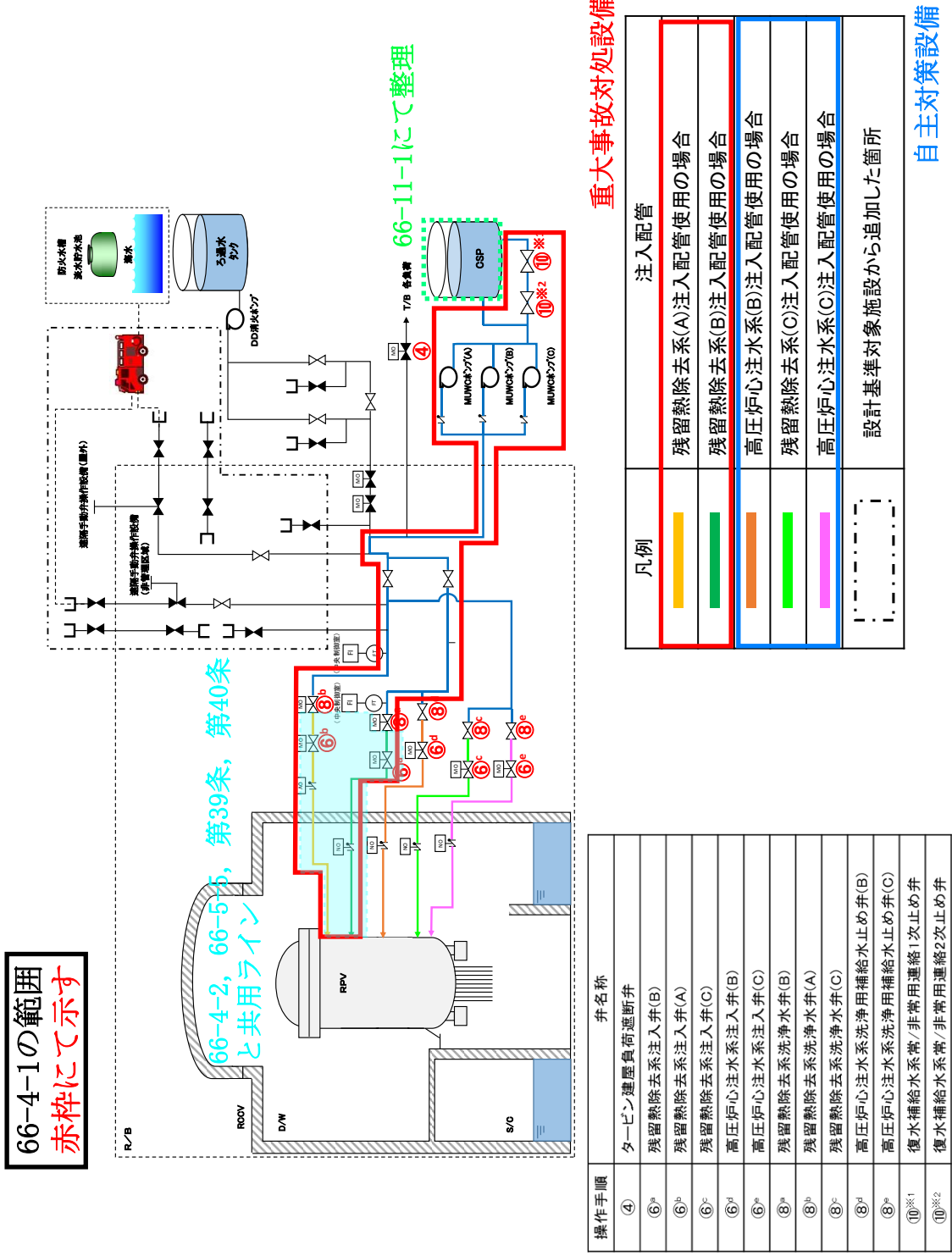
また、原子炉停止中における崩壊熱相当の注水量が確保できる重大事故等対処設備の可搬型注水設備である低圧代替注水系（可搬型）により注水ができることを“速やかに”至近の記録により確認する。

【必要容量】

- ・高圧炉心注水系 原子炉低圧時、 \square m³/h以上の注水流量を有する。
 - ・低圧注水系 \square m³/h以上の注水流量を有する。
 - ・低圧代替注水系（可搬型） 84 m³/h以上の注水流量を有する。
- 崩壊熱によって喪失する原子炉冷却材を補うために必要な注水量は約33 m³/h（原子炉停止1日後の燃料の崩壊熱である約22.4 MWに相当する注水量）であるため、上記の注水手段は必要容量を満足している。

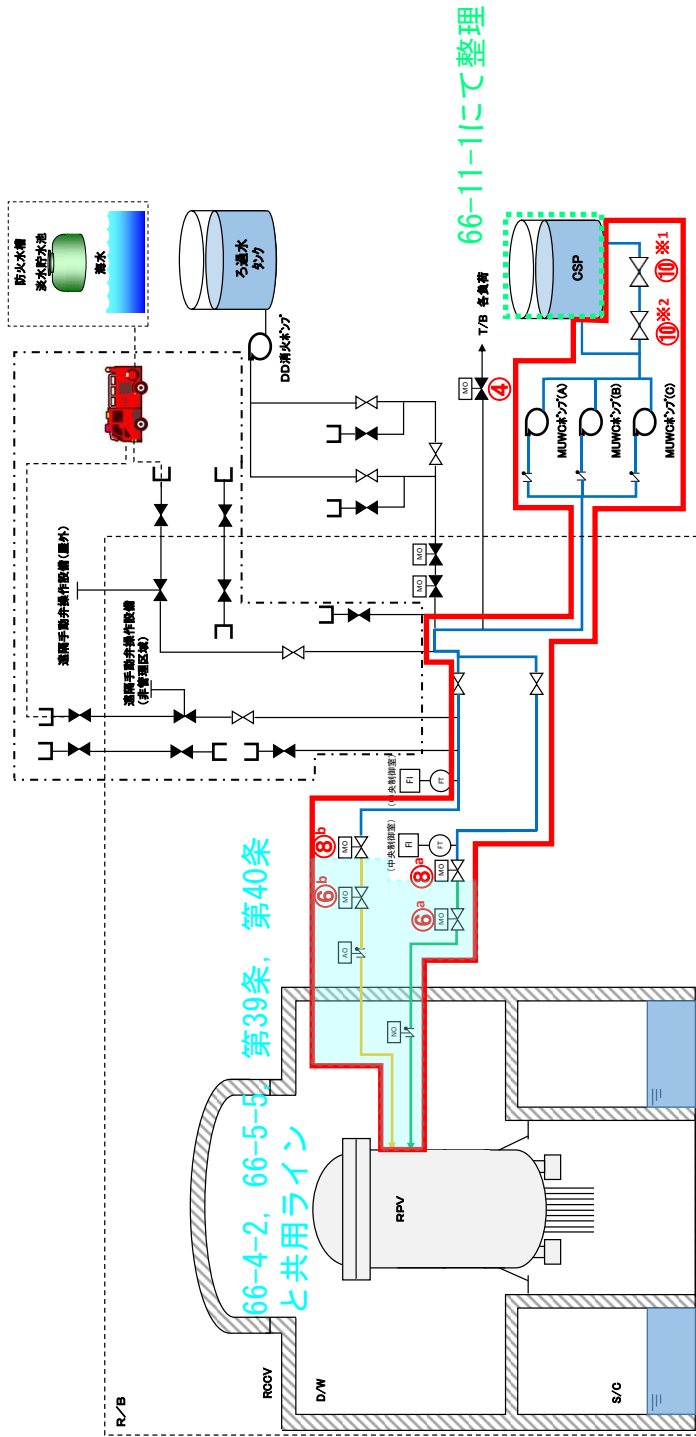
【準備時間】

- ・低圧代替注水系（可搬型）送水開始まで約330分（淡水貯水池を水源とした場合）
 - ・高圧炉心注水系及び低圧注水系は、中央制御室からの遠隔起動により、速やかに準備可能。
- 原子炉水位が有効燃料棒頂部までの低下時間は約5時間であるが、高圧炉心注水系又は低圧注水系による注水を実施している間、準備時間が確保できることから、時間短縮の補完措置は不要である。
- (添付-3)



第 1.4.7 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図

66-4-1の範囲
赤枠にて示す



重大事故等対処設備

操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(B)
⑥ ^b	残留熱除去系注入弁(A)
⑧ ^a	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑧ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(A)
⑩ ^{*1}	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑩ ^{*2}	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁

凡例	注入配管
	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

第 1.8.10 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図

及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，治具や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。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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。

5.6.2.3 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，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注水流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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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注水流量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 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（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台を保管する。

また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として同時に使用するため，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。

所要数・必要容量
 関連箇所を赤枠にて示す

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) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 125m ³ /h/台
全 揚 程	約 85m

(2) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様
 様に記載する。

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

(1) 格納容器下部注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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) 格納容器下部注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第 4.3 - 1 表 使用済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。

(3) コリウムシールド

材 質	ジルコニア	
高 さ	6 号炉	約 0.85m
	7 号炉	約 0.65m
厚 さ	約 0.13m	

(4) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

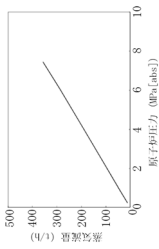
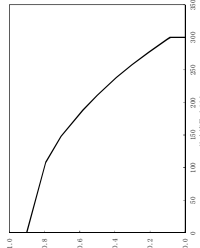
(5) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第 4.3 - 1 表 使用済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 7.1.1-2 表 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (3/4)

有効性評価
関連箇所を赤枠にて示す

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号		原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能		再循環ポンプが、原子炉水位低 (レベル3) で 4 台、原子炉水位低 (レベル2) で残りの 6 台がトリップ 逃がし弁機能 7.51 MPa [gage] × 1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa [gage] × 1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa [gage] × 4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa [gage] × 4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa [gage] × 4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa [gage] × 4 個, 380 t/h/個	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定
逃がし安全弁		自動減圧機能付き逃がし安全弁の 8 個を開することによる原子炉急速減圧 〈原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気流量の関係〉 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
低圧代替注水系 (常設)		最大 300m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)		140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ 格納容器圧力が 0.62MPa [gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70% 開) にて原子炉格納容器除熱	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性
格納容器圧力逃がし装置等			格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定 格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮し, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第 7.4.2-2 表 主要評価条件 (全交流動力電源喪失) (2/2)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	低圧代替注水系 (常設)	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定
	代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系の設計値として設定 (原子炉水位回復後は崩壊熱相当の注水を実施することで水位を維持するが、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) を実施することで原子炉内の崩壊熱を除去できるため、注水が不要となる)
	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) 起動操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の時間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定
	代替原子炉補機冷却系運転操作	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定

5. 原子炉冷却材補給設備
 5.1 補給水系
 5.1.1 ポンプ

名 称		<u>復水移送ポンプ</u>	
容 量	m ³ /h/個	<input type="checkbox"/> 以上(125), <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上	
揚 程	m	<input type="checkbox"/> 以上(85), <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上	
最高使用圧力	MPa	1.37, 1.70	
最高使用温度	℃	66, 85	
原 動 機 出 力	kW/個	55	
個 数	—	3	

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備として使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統先へ供給することを目的に設置する。

・重大事故等対処設備

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（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、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に使用する。

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を介して、復水等を原子炉圧力容器へ注水することで、発電用原子炉を冷却する設計とする。

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（代替循環冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、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使用する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を介して、サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却する設計とする。

K7 ① V-1-1-5-3 R0

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、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原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器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使用する。

系統構成は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合において、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を介して、復水等をドライウエル内及びサブプレッションチェンバ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（格納容器下部注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、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、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使用する。

系統構成は、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより補給水系等を介して、復水等を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。

1. 容量

1.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、連続使用負荷と間欠使用負荷を考慮した復水移送ポンプ 1 個当たりの復水流量である m³/h/個を上回る容量として、 m³/h/個以上とする。

公称値については 125m³/h/個とする。

1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

1.2.1 低圧代替注水系使用時の容量 m³/h/個

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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA 時注水機能喪失）及び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復水移送ポンプ2個で最大 m³/h のため、1個あたり m³/h 以上とする。

1.2.2 代替循環冷却系使用時の容量 m³/h/個以上

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（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、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）、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容量が復水移送ポンプ2個で m³/h（原子炉への注入流量が m³/h、格納容器へのスプレイ流量が m³/h 又は、原子炉格納容器下部への注水流量が m³/h、格納容器へのスプレイ流量が m³/h）のため、1個あたり m³/h 以上とする。

1.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系使用時の容量 m³/h/個以上

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、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、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA 時注水機能喪失）及び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復水移送ポンプ2個で m³/h のため、1個あたり m³/h 以上とする。

1.2.4 格納容器下部注水系使用時の容量 m³/h/個以上

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（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、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（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入流量が約 時間で m³ のため、1個あたり m³/h 以上とする。

2. 揚程

2.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の揚程は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、定格運転時の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損等が m であることから、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程 m を上回る 85m とする。

2.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

2.2.1 低圧代替注水系 68m 以上

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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送の揚程は、残留熱除去系(B)配管から原子炉に 300m³/h で注入する場合の水源と移送先圧力(0.1MPa)との圧力差、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m
<hr/>			
合計	約	<input type="text"/>	m

以上より、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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

2.2.2 代替循環冷却系 85m 以上

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（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差（サブプレッションプールと原子炉の圧力差）、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m
<hr/>			
合計	約	<input type="text"/>	m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

2.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系 93m 以上

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力 MPa の圧力差）、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m

機器及び配管・弁類圧損 約 m

合計 約 m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

2.2.4 格納容器下部注水系 74m 以上

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（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器 MPa との圧力差）、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約 m

静水頭 約 m

機器及び配管・弁類圧損 約 m

合計 約 m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

3. 最高使用圧力

3.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 MPa となり、静水頭約 MPa との合計が MPa となることから、これを上回る圧力として 1.37MPa とする。

3.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

3.2.1 低圧代替注水系 1.37MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用方法、水源が設計基準対象施設の使用方法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

3.2.2 代替循環冷却系 1.70MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、ポンプ締切運転時の

揚程約 [] MPa となり、静水頭約 [] MPa 及び格納容器圧力 [] MPa との合計が [] MPa となることから、これを上回る圧力として 1.70MPa とする。

3.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系 1.37MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用法、水源が設計基準対象施設の使用法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

3.2.4 格納容器下部注水系 1.37MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用法、水源が設計基準対象施設の使用法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37MPa とする。

4. 最高使用温度

4.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

4.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

4.2.1 低圧代替注水系 66℃

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

4.2.2 代替循環冷却系 85℃

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、水源が原子炉格納容器内にあることから、代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度を基に設定する。

復水移送ポンプによる代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度は、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）の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）」又は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」）より約 [] °C となることから、これを上回る温度として 85℃とする。

4.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系 66℃

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用

する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

4.2.4 格納容器下部注水系 66℃

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66℃とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

(引用文献：日本工業規格 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)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 125/3600

H : 揚程(m) = 85

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{125}{3600}\right) \times 85}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は必要軸動力 kW を上回る 55kW/個とする。

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の容量及び揚程が最も高くなる低圧代替注水系において使用する場合は、原動機出力を基に設定する。

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

K7 ㊦ V-1-1-5-3 R0

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

(引用文献：日本工業規格 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)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 150/3600

H : 揚程 (m) = 84

η : ポンプ効率 (%) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{150}{3600}\right) \times 84}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より、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必要軸動力 kW を上回る値として、設計基準対象施設と同仕様で設計し、55kW/個とする。

6. 個数

復水移送ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統へ供給するために必要な個数である3個設置し、内1台を常時運転とする。

復水移送ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として3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。

4. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

4.1 高圧炉心注水系

4.1.1 ポンプ

名 称		高圧炉心注水系ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	高圧時 <input type="text"/> 以上 (182), 低圧時 <input type="text"/> 以上 (727)	
揚 程	m	高圧時 <input type="text"/> 以上 (890), 低圧時 <input type="text"/> 以上 (190)	
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.77	
最高使用温度	℃	100, 120	
原 動 機 出 力	kW/個	1500	
個 数	—	2	

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

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使用する高圧炉心注水系ポンプは、原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合等に、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給機能）するため及び原子炉冷却材喪失時に炉心を冷却（非常用炉心冷却系機能）するために設置する。

・重大事故等対処設備

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（高圧炉心注水系）使用する高圧炉心注水ポンプは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、原子炉停止機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバを水源として高圧炉心注水系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉水位を維持する設計とする。

1. 容量

1.1 高圧時の容量 m³/h/個以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの高圧時の容量は、復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心注水系が原子炉水位低（レベル 1.5）で起動し原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給機能）できる容量とし、原子炉隔離時冷却系と同じ m³/h/個以上とする。

また、原子炉冷却材喪失時に炉水冠水維持（非常用炉心冷却系機能）に必要な容量は m³/h/個であるが、安全解析上は原子炉冷却材補給機能と同じ容量としているため、原子

K7 ① V-1-1-5-3 R0

炉冷却材補給機能の必要容量と同じ m³/h/個以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の高圧時の容量は、設計基準対象施設と同仕様で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）に使用しているため、 m³/h/個以上とする。

公称値については 182m³/h/個とする。

1.2 低圧時の容量 m³/h/個以上

復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心注水系が原子炉水位低（レベル 1.5）で起動し原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給機能）できる容量とし、原子炉隔離時冷却系と同じ m³/h/個以上とする。

また、原子炉冷却材喪失時に炉水冠水維持（非常用炉心冷却系機能）に必要な容量は、 m³/h/個以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の低圧時の容量は、設計基準対象施設と同仕様で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）に使用しているため、 m³/h/個以上とする。

公称値については 727m³/h/個とする。

2. 揚程

高圧炉心注水系ポンプの揚程は、原子炉冷却材補給機能と非常用炉心冷却系機能のうち、必要揚程が大きい非常用炉心冷却系機能を考慮して決定する。

2.1 高圧時 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの高圧時の揚程は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、必要流量注入時の炉圧とサブプレッションチェンバ内圧力との差（ MPa）に、系統配管・弁類圧力損失及び静水頭が m であることから、 m 以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の高圧時の揚程は、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で設計し、 m 以上とする。

公称値については 890m とする。

2.2 低圧時 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの低圧時の揚程は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、必要流量注入時の炉圧とサブプレッションチェンバ内圧力との差（MPa）に、系統配管・弁類圧力損失及び静水頭がmであることから、m以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の低圧時の揚程は、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で設計し、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 190m とする。

3. 最高使用圧力

3.1 最高使用圧力（吸込側） 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「E22-F028, F029, F030～高圧炉心注水系集合管」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、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で設計し、1.37MPa とする。

3.2 最高使用圧力（吐出側） 11.77MPa

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、水源圧力（事故時ピーク圧力）MPa、静水頭 0.07MPa、高圧炉心注水ポンプの締切運転時の揚程MPaの合計がMPaとなることから、これを上回る圧力として 11.77MPa とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、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で設計し、11.77MPa とする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの最高使用温度は、高圧炉心注水系ポンプの水源となるサブプレッションチェンバのプール水の最高温度を考慮し、100℃とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧炉心注水系ポンプの水源となるサブプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度を基に設定する。

高圧炉心注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水時のサブプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度は、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）の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失）より約℃であ

り、これを上回る温度とし、120℃とする。

5. 原動機出力

高圧炉心注水系ポンプの原動機出力は、高圧定格点の軸動力を基に設定している。

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

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

(引用文献：日本工業規格 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)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 182/3600

H : 揚程(m) = 890

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{182}{3600}\right) \times 890}{\text{} / 100} = \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW}$$

上記より、高圧炉心注水系ポンプの原動機出力は必要軸動力 kW を上回る 1500kW/個とする。

高圧炉心注水系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、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で設計し、1500kW/個とする。

6. 個数

高圧炉心注水ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として復水貯蔵槽の冷却水又はサプレッションチェンバのプール水を炉心上部に取り付けられたスパージャから燃料集合体上に注水するため等に必要な個数である各系列1個とし、合計2個設置する。

高圧炉心注水ポンプ(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。

K7 ① V-1-1-5-3 R0

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における
有効燃料棒頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と
必要な注水量の計算方法について

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失により、有効燃料棒頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量について、以下の式を用いて計算を行った。なお、事象を厳しく評価するため、発生する崩壊熱は全て原子炉水温の上昇及び蒸発に寄与するものとし、原子炉圧力容器や水面からの放熱は考慮しない。

なお、5.1.2及び5.2.2の「燃料損傷防止対策の有効性評価」において、「1. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算」を用いて評価を行っており、添付資料5.1.7及び添付資料5.2.2の「評価条件の不確かさの影響評価について」の一部においては、未開放状態の被ばく影響をより現実に近い想定として評価するため、「2. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算」を用いた。

1. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算

原子炉未開放状態において、原子炉圧力上昇に伴う原子炉冷却材の比エンタルピの上昇により、大気圧下と比べて原子炉冷却材の蒸発量は抑制されるが、ここでは原子炉圧力容器の状態によらず、保守的かつ簡易的な評価として大気圧下の原子炉冷却材の蒸発量を求めた。

(1) 100℃に至るまでの時間

100℃に至るまでの時間は、運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時、全交流動力電源喪失時ともに約1時間である。計算は次の式で行った。

$$t_1 = (h_{100} - h_{52}) \times V_c \times \rho_{52} / (Q \times 3600)$$

t_1 : 100℃に至るまでの時間[h]

h_{100} : 100℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg] = 419.10

h_{52} : 52℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg] = 217.70

V_c : 保有水の体積[m³] =

ρ_{52} : 52℃の水密度[kg/m³] = 987

Q : 崩壊熱[kW] = 2.24×10^4

(2) 有効燃料棒頂部または放射線の遮蔽が維持される目安の水位に至るまでの時間

有効燃料棒頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位に至るまでの時間は、運転停

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時で，それぞれ約5時間と約3時間である。計算は次の式で行った。

$$t = t_1 + t_2$$

$$t_2 = (h_s - h_{100}) \times V_u \times \rho_{52} / (Q \times 3600)$$

t : 有効燃料棒頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位
に至るまでの時間[h]

t_2 : 100°C到達から有効燃料棒頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位
に至るまでの時間[h]

h_{100} : 100°Cの飽和水の比エンタルピ[kJ/kg] = 419.10

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] = 2675.57

V_u : 保有水の体積[m³]

(有効燃料棒頂部までの保有水の体積) =

(放射線の遮蔽が維持される目安の水位までの保有水の体積) =

ρ_{52} : 52°Cの水密度[kg/m³] = 987

Q : 崩壊熱[kW] = 2.24×10^4

また，注水前の蒸発量は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時ともに37[m³/h]である。計算は次の式で行った。

$$(\text{注水前の蒸発量}) = (Q \times 3600) / (h_s - h_{100}) / \rho_{100}$$

ρ_{100} : 100°Cの水密度[kg/m³] = 958

(3) 必要な注水量

崩壊熱によって喪失する原子炉冷却材を補うために必要な注水量は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時において約32[m³/h]，全交流動力電源喪失時において約33[m³/h]である。計算は次の式で行った。

$$f = (Q \times 3600) / ((h_s - h_f) \times \rho_f)$$

f : 必要な注水量[m³/h]

ρ_f : 注水(飽和水)の密度[kg/m³]

(崩壊熱除去機能喪失時) = 994 (水温35°C)

(全交流動力電源喪失時) = 988 (水温50°C)

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] = 2675.57

h_f : 注水(飽和水)の比エンタルピ[kJ/kg]

(崩壊熱除去機能喪失時) = 146.64 (水温35°C)

(全交流動力電源喪失時) = 209.34 (水温50°C)

Q : 崩壊熱[kW] = 2.24×10^4

(4) 注水中の蒸発量

注水中の蒸発量は、運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時は0[m³/h]、運転停止中の全交流動力電源喪失時は約22[m³/h]である。注入された水を100°Cに上昇させる熱を崩壊熱から差し引いた熱が蒸発に使われることから、計算は次の式で行った。

$$Q \times 3600 = F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f) + S \times \rho_f \times (h_s - h_{100})$$

$$S = (Q \times 3600 - F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f)) / (\rho_f \times (h_s - h_{100}))$$

F : 注水量[m³/h]

(崩壊熱除去機能喪失時) = 954 (残留熱除去系定格流量)

(全交流動力電源喪失時) = 150 (低圧代替注水系 (常設) 設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定)

S : 注水中の蒸発量[m³/h] (ただし, S ≥ 0)

ρ_f : 注水 (飽和水) の密度[kg/m³]

(崩壊熱除去機能喪失時) = 994 (水温35°C)

(全交流動力電源喪失時) = 988 (水温50°C)

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピー[kJ/kg] = 2675.57

h_{100} : 100°Cの飽和水の比エンタルピー[kJ/kg] = 419.10

h_f : 注水 (飽和水) の比エンタルピー[kJ/kg]

(崩壊熱除去機能喪失時) = 146.64 (水温 35°C)

(全交流動力電源喪失時) = 209.34 (水温 50°C)

Q : 崩壊熱[kW] = 2.24×10^4

2. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算

(原子炉圧力容器が閉鎖状態での評価)

(1) 主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の逃がし弁機能が作動する最低圧力に到達する時間等

5.1.2及び5.2.2の「燃料損傷防止対策の有効性評価」においては原子炉圧力容器未開放であるが、原子炉の大気圧状態が維持される想定にて計算を実施している。ただし、実操作において崩壊熱除去機能が喪失した際のSRVによる減圧操作は原子炉の注水機能が確保された後となるため、原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果に期待でき、原子炉冷却材の蒸発量は小さくなる。

閉鎖状態における原子炉の圧力上昇と水位の関係は下の式で計算できる。ここで主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の逃がし弁機能が作動する最低圧力 (7.51MPa [gage]) に到達する時間等を求めた。

$$M_s / \rho_s + M_l / \rho_l = V_{a11}$$

$$M_s + M_l = M_{a11}$$

$$\Delta (h_s \times V_s \times \rho_s + h_l \times V_l \times \rho_l) = Q \Delta t$$

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

※初期状態の各変数は[0]，SRV作動圧力到達時の各変数は[1]で表す

 M_s , M_l : 気相部の蒸気量，液相部の水量[kg]

初期（大気圧，原子炉水温52℃）：

$$M_{s0} = \text{約 } \boxed{} \text{ kg (飽和蒸気圧)}, M_{l0} = \text{約 } \boxed{} \text{ kg}$$

 M_{all} : 原子炉圧力容器内の蒸気及び原子炉冷却材の総量[kg] = 約 $\boxed{}$ kg ρ_s , ρ_l : 飽和蒸気の密度，水の密度[kg/m³]初期（大気圧，原子炉水温 52℃）： $\rho_{s0} = 0.09121 \text{ kg/m}^3$, $\rho_{l0} = 987 \text{ kg/m}^3$

SRV 作動圧力到達時（7.51MPa[gage]，原子炉水温 291.6℃）：

$$\rho_{s1} = 40 \text{ kg/m}^3 , \rho_{l1} = 728.9 \text{ kg/m}^3$$

 V_s , V_l : 気相部の体積，液相部の体積[m³]初期（大気圧，原子炉水温52℃）： $V_{s0} = \text{約 } \boxed{} \text{ m}^3$, $V_{l0} = \text{約 } \boxed{} \text{ m}^3$ V_{all} : 原子炉圧力容器の体積[m³] = 約 $\boxed{}$ m³ h_s , h_l : 飽和蒸気，水のエンタルピー[kJ/kg]

初期（大気圧，原子炉水温52℃）：

$$h_{s0} = \text{約}2594.8 \text{ kJ/kg} , h_{l0} = \text{約}217.7 \text{ kJ/kg}$$

SRV作動圧力到達時（7.51MPa[gage]，原子炉水温291.6℃）：

$$h_{s1} = \text{約}2764.3 \text{ kJ/kg} , h_{l1} = \text{約}1298.2 \text{ kJ/kg}$$

 Q : 崩壊熱量[kJ/s] = 約 $2.24 \times 10^4 \text{ kJ/s}$ (原子炉停止 1 日後) Δt : 事象発生後の時間[s]

上記式より

SRV作動圧力到達時（7.51MPa[gage]，原子炉水温291.6℃）の液相部の水量[kg]

$$M_{l1} = \text{約 } 4.04 \times 10^5 \text{ kg}$$

SRV作動圧力到達時（7.51MPa[gage]，原子炉水温291.6℃）の液相部の体積[m³]

$$V_{l1} = \text{約 } \boxed{} \text{ m}^3$$

事象発生後の時間[s]

$$\Delta t = \text{約}1.9 \times 10^4 \text{ [s]} \rightarrow 5 \text{ 時間以上}$$

となり，事象発生約5時間後までに約3tの原子炉冷却材が蒸発する。ただし，熱膨張により原子炉冷却材の体積は約140 m³増加し，原子炉水位は有効燃料棒頂部より約8m上（通常運転水位より約4m高い位置）となる。SRV作動圧力到達時（7.51MPa[gage]）においては遮蔽評価に用いている100℃の時の水の密度と比べて水の密度が約0.76倍と減少しているため，同等の遮蔽厚さに換算した場合，有効燃料棒頂部より約6m上（通常運転水位より約2m高い位置）となり，事象発生前と同様原子炉冷却材による放射線の遮蔽は維持される。

以上より，原子炉圧力容器が閉鎖状態において崩壊熱除去機能が喪失した後も，主蒸気逃がし安全弁の作動等により原子炉内の保有水量が減少するまでの間（5時間以上），原子炉冷却材による放射線の遮蔽は維持される。

なお、原子炉停止12時間後を想定した際、上記の原子炉停止1日後と同様の評価式を用いて算出すると、SRV作動圧力到達時（7.51MPa[gage]）までの時間は3時間以上となる。

同等な性能を有することの説明
 関連箇所を下線にて示す

第 7.4.2-2 表 主要評価条件 (全交流動力電源喪失) (1/2)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
燃料の崩壊熱	約 <u>22.4MW</u> (9×9 燃料(A型), 原子炉停止 1 日後※1)	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータータスカート下端か ら+119cm)	原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値
原子炉水温	52℃	原子炉停止 1 日後の実績を踏まえ, 原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため, その設計温度である 52℃ を設定
原子炉圧力	大気圧	原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定
外部水源の温度	50℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定
起因事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源が喪失するものとして設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定
外部電源	外部電源なし	起因事象として, 外部電源が喪失するものとして設定

※1 原子炉停止 1 日後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計算条件となっている。

※2 サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮。

第7.4.2-2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）（2/2）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	低圧代替注水系（常設）	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定
	代替原子炉補機冷却系	150m ³ /h で原子炉注水
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	約 23MW（原子炉冷却材温度 100℃，海水温度 30℃において） 熱交換器 1 基あたり約 8MW（原子炉冷却材温度 52℃，海水温度 30℃において）
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）起動操作	残留熱除去系の設計値として設定 （原子炉水位回復後は崩壊熱相当の注水を実施することで水位を維持するが，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を実施することで原子炉内の崩壊熱を除去できるため，注水が不要となる）
	代替原子炉補機冷却系運転操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の時間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定

3.1.2 ポンプ

名 称		<u>残留熱除去系ポンプ</u>	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上	(954)
揚 程	m	<input type="text"/> 以上	(125)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 3.43	
最高使用温度	℃	182	
原 動 機 出 力	kW/個	540	
個 数	—	3	

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

残留熱除去系ポンプは、設計基準対象施設として通常の原子炉停止時及び復水器が使用できない時の炉心の崩壊熱及びその他の残留熱の除去並びに原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、下記のモード・機能の際に冷却材を供給するために設置する。

- ① 原子炉停止時冷却モード
- ② 低圧注水モード
- ③ 格納容器スプレイ冷却モード
- ④ サプレッションチェンバプール水冷却モード
- ⑤ 燃料プール冷却機能

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）として使用する残留熱除去系ポンプは以下の機能を有する。

(1) 原子炉停止時冷却モード

残留熱除去系ポンプは、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。また、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。)を防止するために設置する。

系統構成は、原子炉冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。

(2) 格納容器スプレイ冷却モード

残留熱除去系ポンプは、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。)を防止するために設置する。

K7 ① V-1-1-5-3 R0

系統構成は、サブプレッションチェンバの水を残留熱除去系ポンプにより熱交換器を經由してスプレイすることによりドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の崩壊熱の除去及び蒸気の凝縮ができる設計とする。

(3) サプレッションチェンバプール水冷却モード

残留熱除去系ポンプは、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。）を防止するために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系ポンプにより熱交換器を經由してサブプレッションチェンバに戻すことによりサブプレッションチェンバの水を冷却できる設計とする。

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（低圧注水系）として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプは、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、残留熱除去系ポンプにより、サブプレッションチェンバの水を残留熱除去系等を經由して原子炉圧力容器へ注水することで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（格納容器スプレイ冷却系）として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプは、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。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、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、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器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（サブプレッションチェンバプール水冷却系）として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプは、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。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、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、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器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（代替循環冷却系）として使用する残留熱除去系ポンプは、以下の機能を有する。

残留熱除去系ポンプは、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の流路として設置する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とし故障等により機能喪失した残留熱除去系ポンプ B を流路として使用し、復水移送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又は原子炉格納容器下部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。

1. 容量

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの容量は、原子炉冷却材喪失時において、安全解析から求められた必要流量である m³/h/個以上とする。

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備として使用する残留熱除去系ポンプを重大事故等時に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で設計し、 m³/h/個以上とする。

公称値については、 954m³/h/個とする。

2. 揚程

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの揚程は、必要流量注入時の原子炉圧力とサプレッションチェンバ内圧力との差 (MPa) に、系統配管・弁類圧力損失及び静水頭が m であることから、 m 以上とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備として使用する残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合の揚程は、設計基準対象施設と同様の使用方法のため m 以上とする。

公称値については、要求される揚程 m を上回る 125m とする。

3. 最高使用圧力

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)」、「原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)」及び「原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)」、「原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)」及び「原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)」の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 3.43MPa

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 m (=約 MPa) となり、吸込側の最高運転圧力約 MPa との合計が MPa となることから、これを上回る圧力として 3.43MPa とする。

残留熱除去系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で設計し、3.43MPa とする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの最高使用温度は、残留熱除去系隔離解除原子炉圧力 0.93MPa の飽和温度である 182℃ とする。

残留熱除去系ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、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で設計し、182℃ とする。

5. 原動機出力

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系ポンプの原動機出力は、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：日本工業規格 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)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 954/3600

H : 揚程 (m) = 125

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{954}{3600}\right) \times 125}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、残留熱除去系ポンプの原動機出力は、必要軸動力 kW を上回る 540kW/個とする。

残留熱除去系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同仕様で設計し、540kW/個とする。

6. 個数

残留熱除去系ポンプ (原動機含む) は、設計基準対象施設として原子炉停止後の冷却時に、原子炉圧力容器への注水及び、原子炉炉心又は格納容器からの熱除去をするために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 3 個設置する。

残留熱除去系ポンプ (原動機含む) は、設計基準対象施設として 3 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。

名 称		<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> <u>(6, 7 号機共用)</u>
容 量	m ³ /h/個	45 以上, 45 以上, 48 以上, 147 以上, 20 以上, <u>84 以上</u> , 130 以上, 90 以上, 80 以上, 120 以上 (120 以上)
吐 出 圧 力	MPa	0.74 以上, 0.38 以上, 1.31 以上, 1.29 以上, 1.28 以上, 1.26 以上, 1.04 以上, 1.67 以上, 0.71 以上, 1.63 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	—	16 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</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として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。</p> <p>系統構成は、残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) 及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドから使用済燃料貯蔵プールへ注水することで、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、可搬型スプレイヘッドを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)、常設スプレイヘッドを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水</p>		

K7 ① V-1-1-5-2 R0

ポンプ（A-2級）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、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵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。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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、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設置する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置の水位が通常水位を下回る場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内へ補給することで水位調整（水張り）を実施できる設計とする。

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（低圧代替注水系）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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）の機能が喪失した場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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、残留熱除去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。

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）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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、補給水系等を経由して復水貯蔵槽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（格納容器下部注水系）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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、補給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。

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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内及びサブプレッションチェンバ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。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内及びサブプレッションチェンバ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。

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（低圧代替注水系）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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を遅延・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、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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、残留熱除去系等を経由し、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。

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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置の水位が通常水位を下回る場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内へ補給することで水位調整（水張り）を実施できる設計とする。

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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために設置する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置の水位が通常水位を下回る場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内へ補給することで水位調整（水張り）を実施できる設計とする。

1. 容量

1.1 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の容量（可搬型スプレイヘッド使用時）

45m³/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時に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ヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プールへの注水量が約 45m³/h である

ことから、 $45\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.2 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の容量（常設スプレイヘッダ使用時）

$45\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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ダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プールへの注水量が約 $45\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $45\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.3 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の容量（可搬型スプレイヘッダ使用時）

$48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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ヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類 V-1-3-4 「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散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。

1.4 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の容量（常設スプレイヘッダ使用時）

$147\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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ダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類 V-1-3-4 「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散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、 $147\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.5 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整（水張り）に使用する場合の容量

$20\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）並び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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）及び圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整（水張り）に使用する場合の容量は、格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断された場合において、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補（原子炉設置変更許可申請書添付書類十追補 1）に示される水張りの所要時間が 50 分であることから、保守的に下限水位から通常水位

復帰に必要な水量に対して 30 分以内に水張りできる容量として、 $20\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.6 原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 $84\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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 (低圧代替注水系) として原子炉圧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 (外部電源喪失+DG 喪失) + SRV 再閉失敗」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 $84\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $84\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.7 復水貯蔵槽へ補給する場合の容量 $130\text{m}^3/\text{h}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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) として復水貯蔵槽への補給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、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」(代替循環冷却系を使用しない場合) において有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量が $130\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $130\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.8 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 $90\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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 (格納容器下部注水系) 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格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水流量が $90\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $90\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.9 原子炉格納容器へスプレイする場合の容量 $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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 (代替格納容器スプレイ冷却系) として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 (外部電源喪失+DG 喪失) + SRV 再閉失敗」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 $80\text{m}^3/\text{h}$ であることから、 $80\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.10 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 $120\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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（代替格納容器スプレイ冷却系）として原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを同時に実施する場合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（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」におい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行う場合、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40m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が80m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

公称値については、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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容量120m³/h/個以上とする。

2. 吐出圧力

2.1 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の吐出圧力（可搬型スプレイヘッド使用時）

0.74MPa以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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ヘッドを用いた使用済燃料貯蔵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7号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損、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。

静水頭	約 0.19MPa
ホース圧損	約 0.38MPa
ホース湾曲による影響	約 0.11MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.06MPa

合計 約 0.74MPa

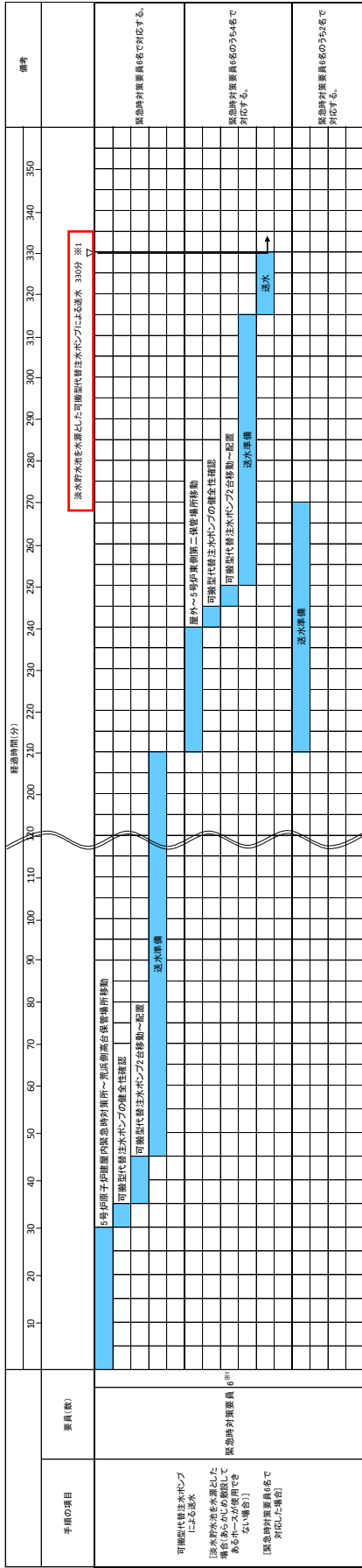
以上より、可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力は0.74MPa以上とする。

2.2 使用済燃料貯蔵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）

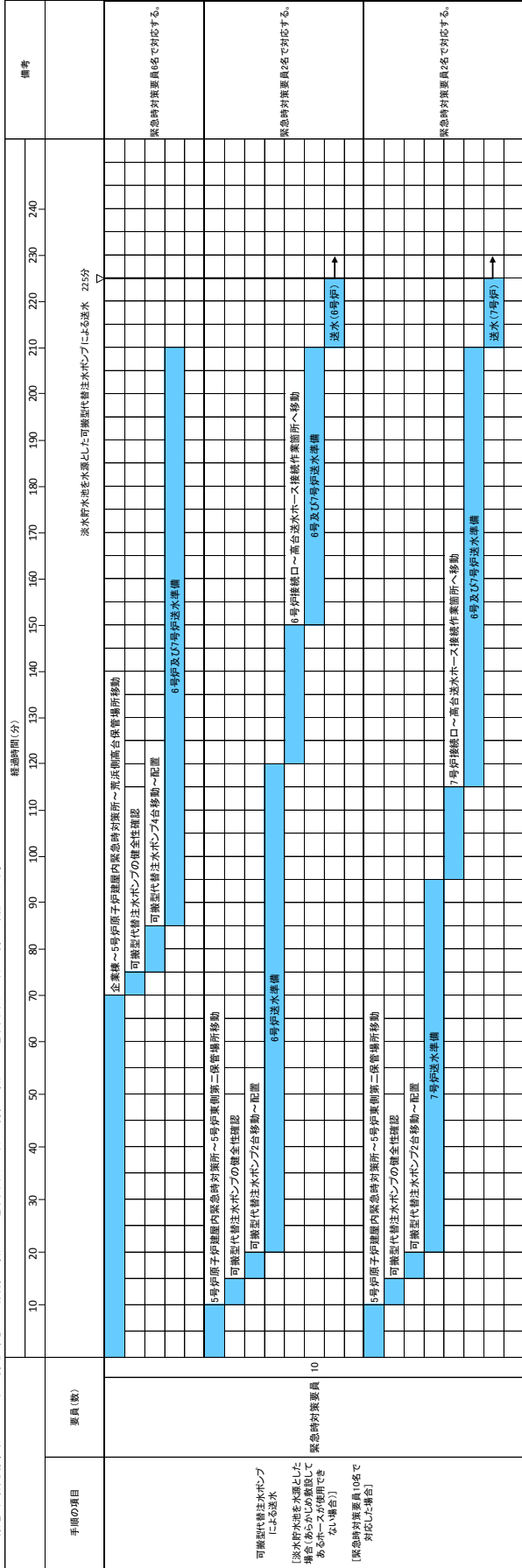
0.38MPa以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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使用済燃料貯蔵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7号機使用済燃料貯蔵プール接続口（東）を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損、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。

同等な性能を有することの説明
関連箇所を赤字にて示す

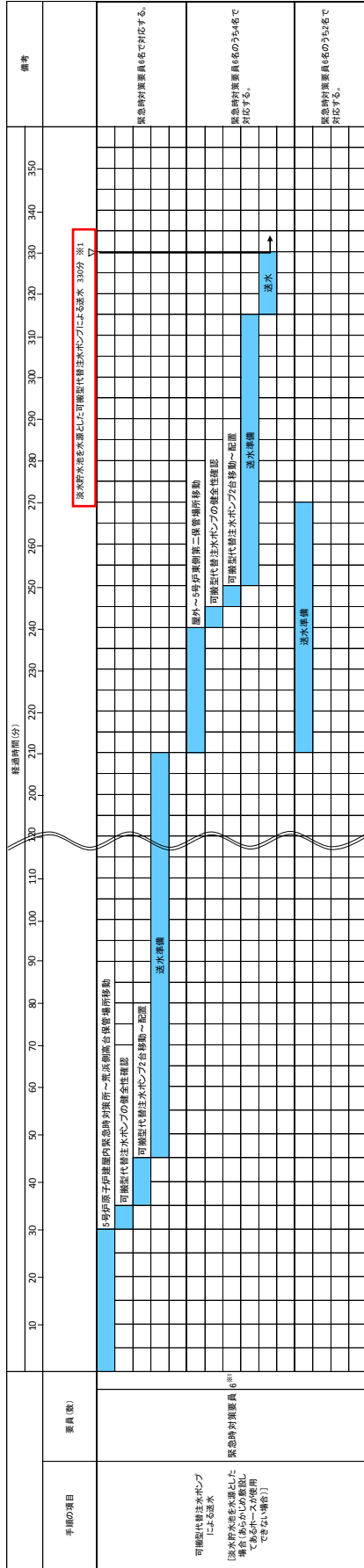


※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約350分、7号炉への送水開始まで約445分が可能である。



第 1.4.17 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）

（可搬型代替注水ポンプによる送水）タイムチャート（2/2）



※1 送水貯水送水を水漏れした可搬型代替注水ポンプによる送水 30分 ※1

※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約30分、7号炉への送水開始まで約45分で可能である。緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合、6号炉及び7号炉への送水開始まで約25分で可能である。

第 1.8.14 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）
（可搬型代替注水ポンプによる送水） タイムチャート（3/3）

(常設) による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

操作条件の代替原子炉補機冷却系の運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性があるが、原子炉への注水をすでに実施していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約3時間、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約5時間であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間が145分であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生約20時間後の操作であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。仮に、操作が遅れる場合は、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水は継続する。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 4 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」
6 6 - 4 - 2 「低圧代替注水系（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 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設備

(1) 工事計画認可申請書 説明書 (同等な機能を有することの説明)

(2) 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)

(3) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

66-4-2 低圧代替注水系（可搬型） ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（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	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※4
起動	燃料補給設備	※5
高温停止	可搬型代替交流電源設備	※6
冷温停止	常設代替交流電源設備	※7
燃料交換※3	代替所内電気設備	※8

※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（接続口及び遠隔手動操作設備を含む）ができることをいう。

※2：低圧代替注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」、「66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」、「第40条 非常用炉心冷却系その2」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：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

※4：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-12-2 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：「66-12-1 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。

※8：「66-12-6 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）第四十七条（1.4）
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低圧代替注水系（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）第四十七条（1.4）
「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（手順等）として、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、原子炉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。」
- ・ 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
「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加え、設計基準事故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、必要な手順等を定めること。

④ 低圧代替注水系（可搬型）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を防止する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、原子炉への注水が不要とな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、冷温停止及び燃料交換（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又は（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。

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
(3) 要求される措置				
運転 起動 高温停止	A. 低圧代替注水系 (可搬型) が動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※9} とともに、その他設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。 及び A 1. 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 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 及び A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※9} とともに、その他設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{※1,2} が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	要求される措置 ⑧	速やかに 3日間 30日間 速やかに 3日間 10日間
			<p><参考>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2級) が下記の性能を満足していることの確認行為は、「6-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」に記載する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を重大事故等時において、原子炉压力容器への注水時に使用する場合の容量及び吐出圧力を以下に示す。</p> <p>【必要容量】</p> <p>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、「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再閉失敗」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$84\text{ m}^3/\text{h}$であることから、$84\text{ m}^3/\text{h}$以上とする。</p> <p>また、上記同様の有効性評価解析において原子炉压力容器への注水及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压力容器への注水流量が$40\text{ m}^3/\text{h}$、原子炉格納容器へのスプレイ流量が$80\text{ m}^3/\text{h}$であることから$120\text{ m}^3/\text{h}$以上とする。</p> <p>【吐出圧力】</p> <p>必要吐出圧力が最大となる復水補給水系接続口 (北) を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に吐出圧力は、1.26 MPa以上とする。また、原子炉压力容器への注水及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復水補給水系接続口 (北) を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に1.63 MPa以上とする。</p> <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。</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、2N要求設備である可搬型代替注水ポンプ (A-2級) が1N未満となった場合又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。なお、低圧代替注水系 (可搬型) の原子炉压力容器までの低圧注水系と共用する配管又は弁 (条件B) を条件として記載する。また、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換 (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又は (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) においては、1N未満と低圧注水系と共用する配管又は弁とで要求される措置が同じになるため一つにまとめて記載する。</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>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A 1. 1. 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”である低圧注水系 (非常用ディーゼル発電機含む) が該当する。</p> <p>A 1. 2. 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高圧炉心注水系又は低圧代替注水系 (常</p>	

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>設) 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>高圧炉心注水系は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) であり, 重大事故等対処設備の一種として位置づけられていること, また原子炉低圧時の注水において, 十分な注水量を確保でき, かつ低圧注水系及び低圧代替注水系 (可搬型) に対して独立性を確保できることから採用した。</p> <p>【必要容量】 高圧炉心注水系は, 原子炉低圧時, 「<input type="text" value=""/>m³/h」以上の注水流量を有するため, 低圧代替注水系 (可搬型) よりも大容量である。(添付-2)</p> <p>【準備時間】 高圧炉心注水系は, 中央制御室からの遠隔起動により, 速やかに準備可能であることから時間短縮の補完措置は不要である。</p> <p>A 1. 3. 当該システムを復旧する。完了時間は同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合の AOT 上限である「30 日間」とする。</p> <p>A 2. 1. A 1. 1. と同様。</p> <p>B 2. 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「消火系による原子炉圧力容器への注水」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>【必要容量】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消火系のディーゼル駆動消火ポンプは可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) と同等の流量を有する。(添付-2) <p>【準備時間】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消火系による原子炉注水は, 低圧代替注水系 (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) <p>B 2. 3. A 1. 3. と同様。ただし, 完了時間は代替措置を実施した場合又は自主対策設備が動作可能である場合の AOT である「10 日間」とする。</p>	

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
運転起高温停止	B. 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※9ととも、その他設備※13が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 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※11が動作可能であることを確認する。 又は B 2. 2. 当直長は、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。 及び B 3. 当直長は、当該系統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. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間
	A. 低圧代替注水系(可搬型)が動作不能の場合 又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A 1. 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。 及び A 2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他の設備※15が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。
 ※10：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3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。
 ※11：高圧炉心注水系をいう。
 ※12：消火系による低圧注水をいう。
 ※13：低圧注水系に接続する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。

【要求される措置Bの考え方】
 低圧注水系と共用する配管又は弁が故障した場合は、低圧代替注水系(可搬型)及び低圧注水系がともに動作不能となるため、要求される措置A1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39条(非常用炉心冷却系その1)で低圧注水系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。

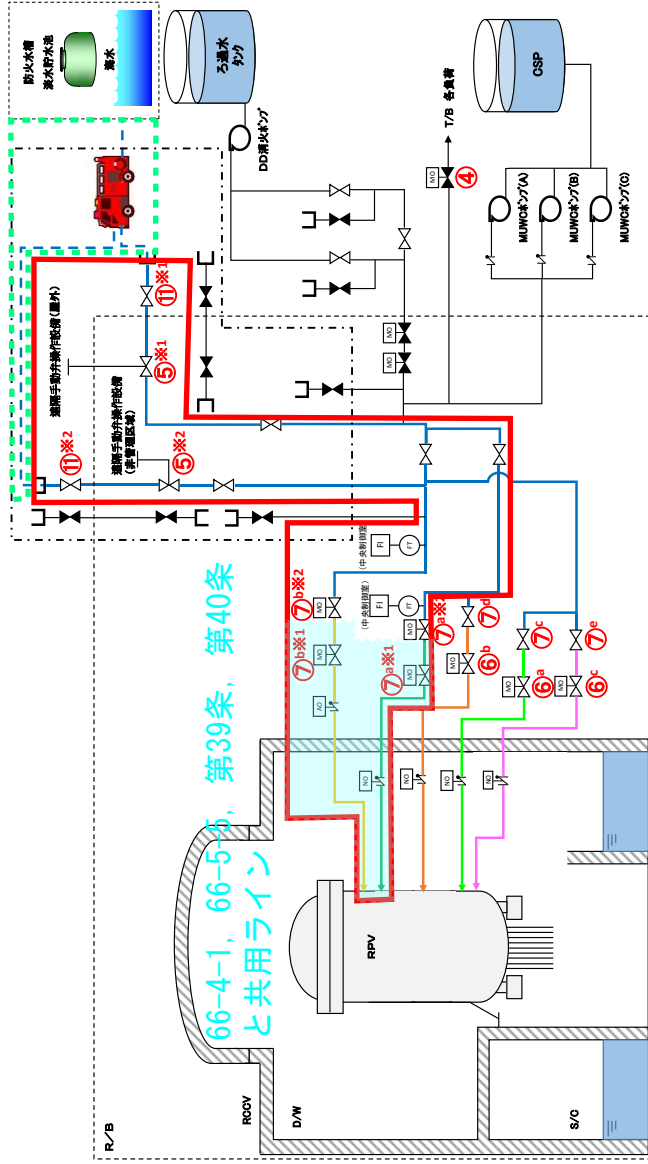
B 1. A 1. 1., A 2. 1. と同様。ただし、低圧注水系1系列が動作不能の状態であることから、残りの低圧注水系2系列(非常用ディーゼル発電機含む)が動作可能であることを確認する。
 B 2. 1. A 1. 2. と同様。
 B 2. 2. A 2. 2. と同様。
 B 3. 当該系統を復旧する。完了時間は保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)で定める低圧注水系1系列が動作不能の場合の完了時間「10日間」を準用する。
 C 1., C 2. 既保安規定と同様の設定とする。

【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又は(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)】
 A 1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。
 A 2. 原子炉が停止している状態であり、保安規定第40条(非常用炉心冷却系その2)で要求される非常用炉心冷却系のうち何れか1系列が動作可能であることを“速やかに”起動し確認する。高圧炉心注水系及び低圧注水系(非常用ディーゼル発電機含む)は、原子炉低圧時に十分な注水量を確保でき、かつ低圧代替注水系(可搬型)に対して独立性を確保できることから採用した。
 また、原子炉停止中における崩壊熱相当の注水量が確保できる重大事故等対処設備の常設注水設備である低圧代替注水系(常設)により注水ができることを“速やかに”至近の記録により確認する。

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
<p>※14：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>※15：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）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>		

66-4-2の範囲
赤枠にて示す

66-19-1にて整理



66-4-1, 66-5-1, 第39条, 第40条
と共用ライン

重大事故等
対処設備

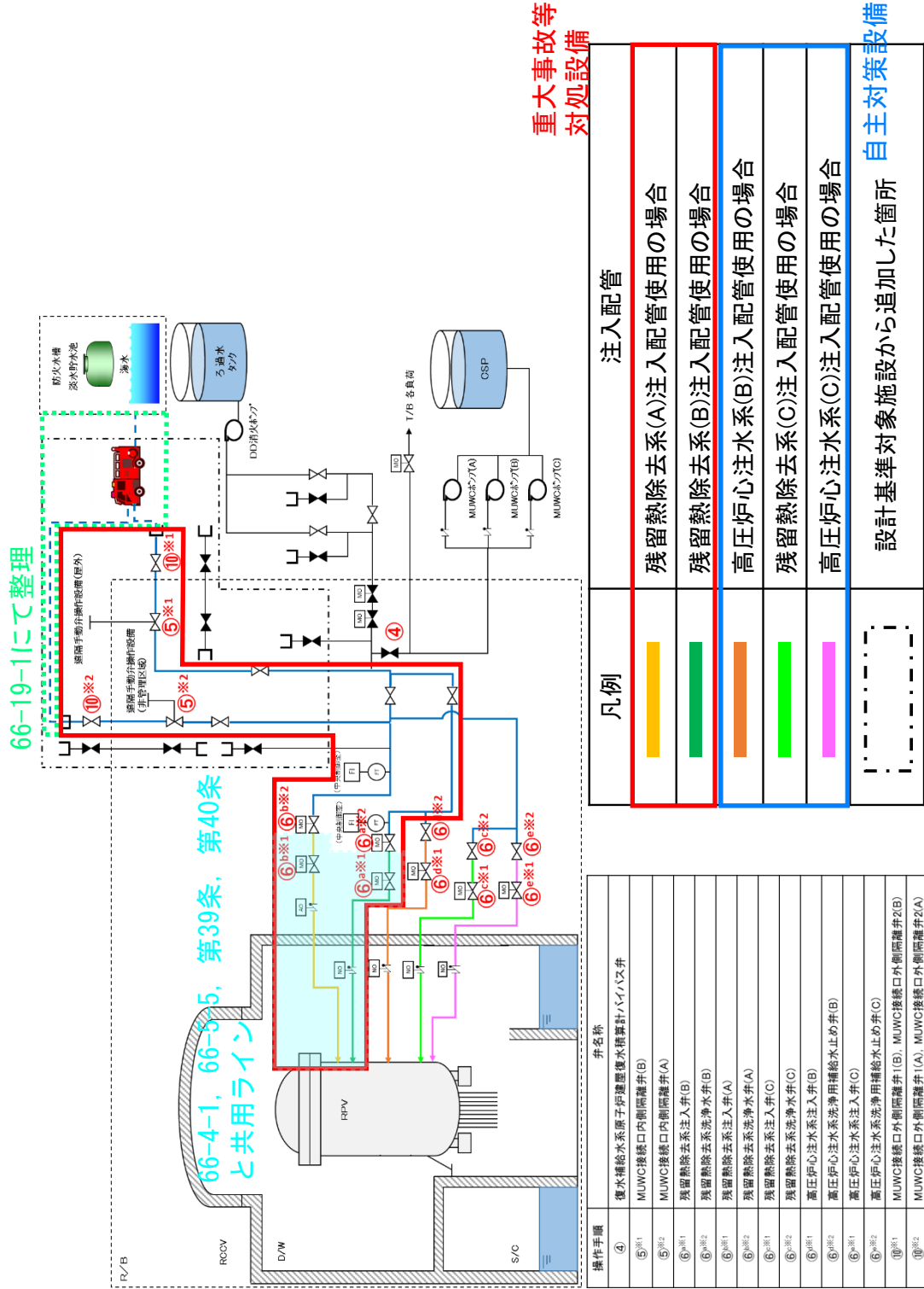
操作手順	弁名称	凡例	注入配管
④	タービン連理負荷遮断弁		
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)	■	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)	■	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
⑥※	残留熱除去系注入弁(C)	■	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
⑥※	高圧炉心注水系注入弁(B)	■	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
⑥※	高圧炉心注水系注入弁(C)	■	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
⑦※1	残留熱除去系注入弁(B)	■	
⑦※2	残留熱除去系洗浄弁(B)	■	
⑦※1	残留熱除去系注入弁(A)	■	
⑦※2	残留熱除去系洗浄弁(A)	■	
⑦※	残留熱除去系洗浄弁(C)	■	
⑦※	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)	■	
⑦※	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)	■	
⑧※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)	■	設計基準対象施設から追加した箇所
⑧※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)	■	設計基準対象施設から追加した箇所

自主対策設備

第 1.4.12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図

（交流電源が確保されている場合）

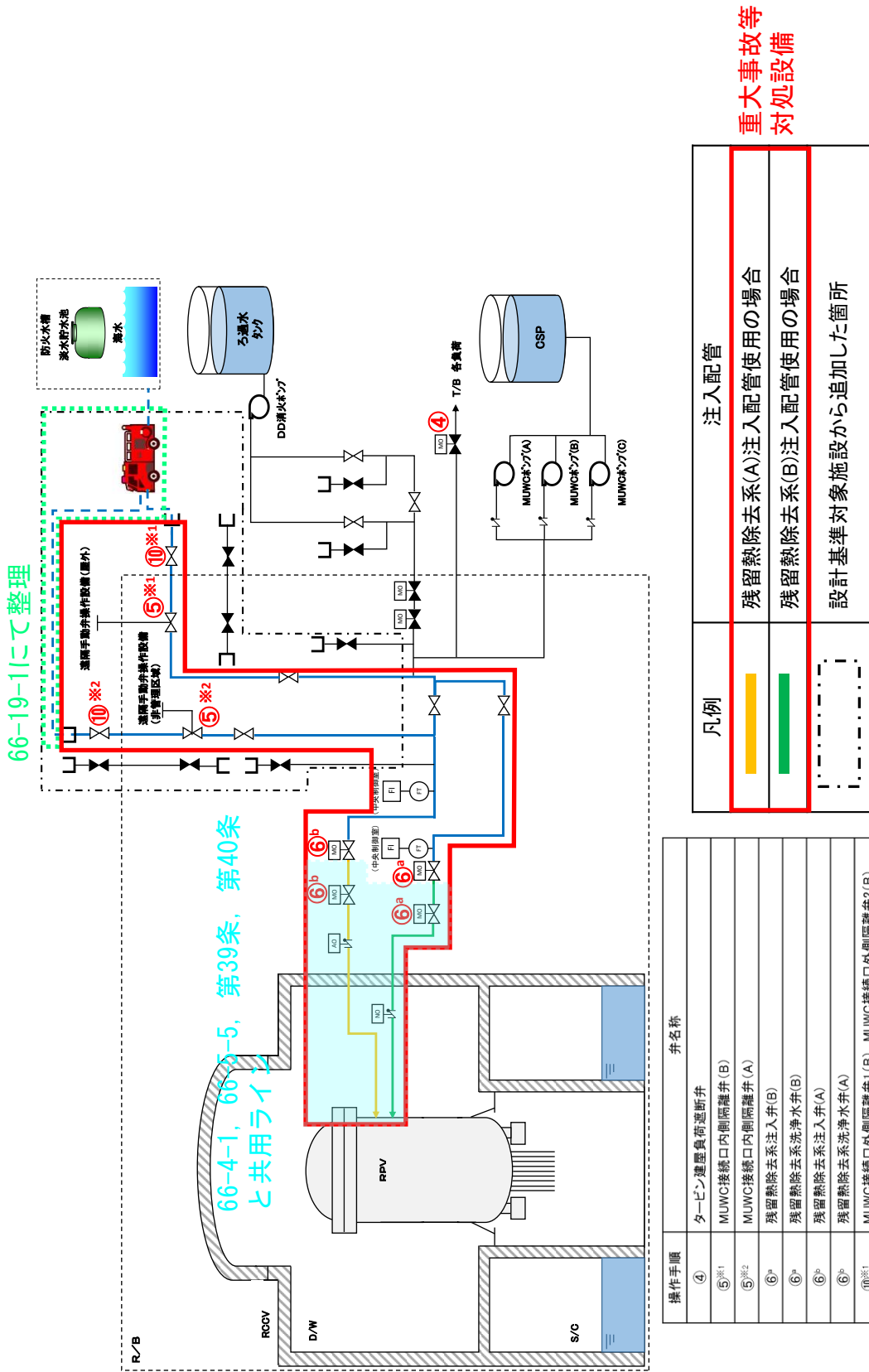
66-4-2の範囲
赤枠にて示す



第 1.4.18 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図

（全交流動力電源が喪失している場合）

66-4-2の範囲
赤枠にて示す



第 1.8.12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図

同等な性能を有することの説明
 関連箇所を下線にて示す

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

4.1 高圧炉心注水系

4.1.1 ポンプ

名 称		高圧炉心注水系ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	高圧時 <input type="text"/> 以上 (182), 低圧時 <input type="text"/> 以上 (727)	
揚 程	m	高圧時 <input type="text"/> 以上 (890), 低圧時 <input type="text"/> 以上 (190)	
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.77	
最高使用温度	℃	100, 120	
原 動 機 出 力	kW/個	1500	
個 数	—	2	

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

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使用する高圧炉心注水系ポンプは、原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合等に、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給機能）するため及び原子炉冷却材喪失時に炉心を冷却（非常用炉心冷却系機能）するために設置する。

・重大事故等対処設備

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（高圧炉心注水系）使用する高圧炉心注水ポンプは、以下の機能を有する。

高圧炉心注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、原子炉停止機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽又はサプレッションチェンバを水源として高圧炉心注水系ポンプにより冷却水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉水位を維持する設計とする。

1. 容量

1.1 高圧時の容量 m³/h/個以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの高圧時の容量は、復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心注水系が原子炉水位低（レベル 1.5）で起動し原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給機能）できる容量とし、原子炉隔離時冷却系と同じ m³/h/個以上とする。

また、原子炉冷却材喪失時に炉水冠水維持（非常用炉心冷却系機能）に必要な容量は m³/h/個であるが、安全解析上は原子炉冷却材補給機能と同じ容量としているため、原子

K7 ① V-1-1-5-3 R0

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

炉冷却材補給機能の必要容量と同じ m³/h/個以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の高圧時の容量は、設計基準対象施設と同仕様で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）に使用しているため、 m³/h/個以上とする。

公称値については 182m³/h/個とする。

1.2 低圧時の容量 m³/h/個以上

復水・給水停止時に原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合において、原子炉隔離時冷却系のバックアップとして、高圧炉心注水系が原子炉水位低（レベル 1.5）で起動し原子炉水位を維持（原子炉冷却材補給機能）できる容量とし、原子炉隔離時冷却系と同じ m³/h/個以上とする。

また、原子炉冷却材喪失時に炉水冠水維持（非常用炉心冷却系機能）に必要な容量は、 m³/h/個以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の低圧時の容量は、設計基準対象施設と同仕様で有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）に使用しているため、 m³/h/個以上とする。

公称値については 727m³/h/個とする。

2. 揚程

高圧炉心注水系ポンプの揚程は、原子炉冷却材補給機能と非常用炉心冷却系機能のうち、必要揚程が大きい非常用炉心冷却系機能を考慮して決定する。

2.1 高圧時 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの高圧時の揚程は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、必要流量注入時の炉圧とサブプレッションチェンバ内圧力との差（ MPa）に、系統配管・弁類圧力損失及び静水頭が m であることから、 m 以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の高圧時の揚程は、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で設計し、 m 以上とする。

公称値については 890m とする。

2.2 低圧時 m 以上

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの低圧時の揚程は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、必要流量注入時の炉圧とサブプレッションチェンバ内圧力との差（MPa）に、系統配管・弁類圧力損失及び静水頭がmであることから、m以上とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時に使用する場合の低圧時の揚程は、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で設計し、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 190m とする。

3. 最高使用圧力

3.1 最高使用圧力（吸込側） 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「E22-F028, F029, F030～高圧炉心注水系集合管」の最高使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、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で設計し、1.37MPa とする。

3.2 最高使用圧力（吐出側） 11.77MPa

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、水源圧力（事故時ピーク圧力）MPa、静水頭 0.07MPa、高圧炉心注水ポンプの締切運転時の揚程MPaの合計がMPaとなることから、これを上回る圧力として 11.77MPa とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、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で設計し、11.77MPa とする。

4. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する高圧炉心注水系ポンプの最高使用温度は、高圧炉心注水系ポンプの水源となるサブプレッションチェンバのプール水の最高温度を考慮し、100℃とする。

高圧炉心注水系ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧炉心注水系ポンプの水源となるサブプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度を基に設定する。

高圧炉心注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水時のサブプレッションチェンバのプール水の重大事故等時における使用温度は、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）の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失）より約℃であ

り、これを上回る温度とし、120℃とする。

5. 原動機出力

高圧炉心注水系ポンプの原動機出力は、高圧定格点の軸動力を基に設定している。

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

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

(引用文献：日本工業規格 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)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 182/3600

H : 揚程(m) = 890

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{182}{3600}\right) \times 890}{\text{} / 100} = \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW}$$

上記より、高圧炉心注水系ポンプの原動機出力は必要軸動力 kW を上回る 1500kW/個とする。

高圧炉心注水系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、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で設計し、1500kW/個とする。

6. 個数

高圧炉心注水ポンプ(原動機含む。)は、設計基準対象施設として復水貯蔵槽の冷却水又はサプレッションチェンバのプール水を炉心上部に取り付けられたスパージャから燃料集合体上に注水するため等に必要な個数である各系列1個とし、合計2個設置する。

高圧炉心注水ポンプ(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。

K7 ① V-1-1-5-3 R0

また、低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(iii) 消火系による発電用原子炉の冷却

消火系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 消火系配管・弁
- ・ 復水補給水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁・スパージャ
- ・ 給水系配管・弁・スパージャ
- ・ 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 燃料補給設備

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系(B)配

管・弁・スパージャ，残留熱除去系(A)配管・弁，給水系配管・弁・スパージャ，高圧炉心注水系配管・弁，原子炉压力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が故障した場合においても，発電用原子炉を冷却することができる。

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

・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

において、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

- ・ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ， 高圧炉心注水系(B)及び(C)配管・弁・スパージャ^{※1}

当該配管を用いた注水手段は使用に制限（原子炉圧力容器への注水流量が少ない，注水流量の監視ができない，現場での系統構成が必要）があるが，残留熱除去系(A)及び(B)配管から注水ができない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

※1：高圧炉心注水系配管・弁・スパージャのうち，復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁は重大事故等対処設備であるが，原子炉圧力容器への注水ラインの配管・弁・スパージャは自主対策設備として位置付ける。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水

復水貯蔵槽，復水補給水系配管・弁，残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ，残留熱除去系(A)配管・弁，給水系配管・弁・スパージャ，高圧炉心注水系配管・弁，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により，熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても，残存した熔融炉心を冷却することができる。

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

・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，残存した熔融炉心を冷却する手段として有

効である。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

- (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

- i. 低圧代替注水

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

以上の設備により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

- (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

- i. 復旧

発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ，復水貯蔵槽，復水補給水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁・スパージャ，給水系配管・弁・スパージャ，高圧炉心注水系配管・弁，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び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。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口，復水補給水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁・スパージャ，給水系配管・弁・スパージャ，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、高圧代替注水系ポンプ，復水貯蔵槽，高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁，主蒸気系配管・弁，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，高圧代替注水系（注水系）配管・弁，復水補給水系配管，高圧炉心注水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ），給水系配管・弁・スパージャ，原子炉圧力容器，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設

備は重大事故等対処設備として位置付ける。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。

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

・ ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

・ 制御棒駆動系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて耐震性が確保されていないが、原子炉冷却

材圧力バウンダリ高圧時に原子炉圧力容器下部に落下した熔融炉心を冷却し，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。

- ・ 高圧炉心注水系

モータの冷却水がない状態での運転となるため運転時間に制限があり，十分な期間の運転継続はできないが，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

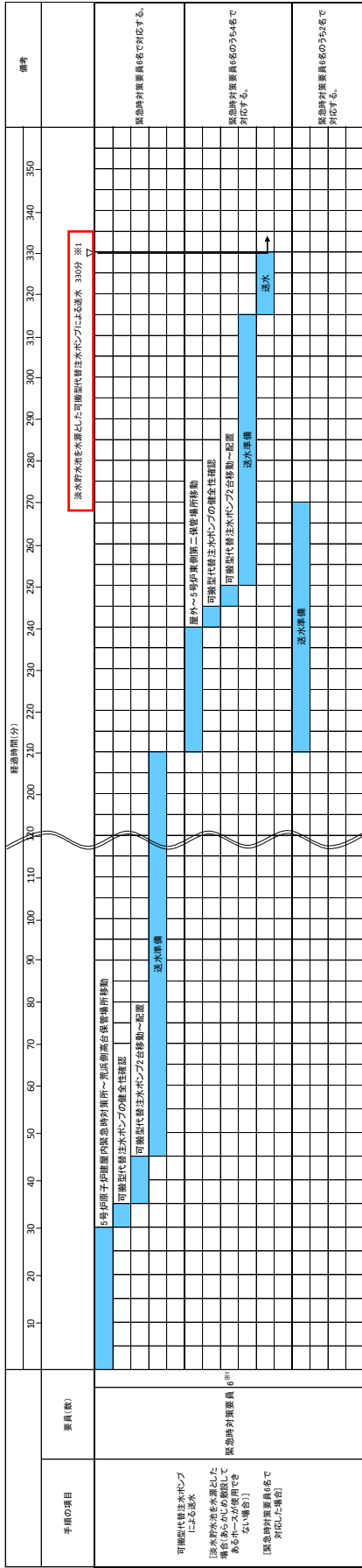
c. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

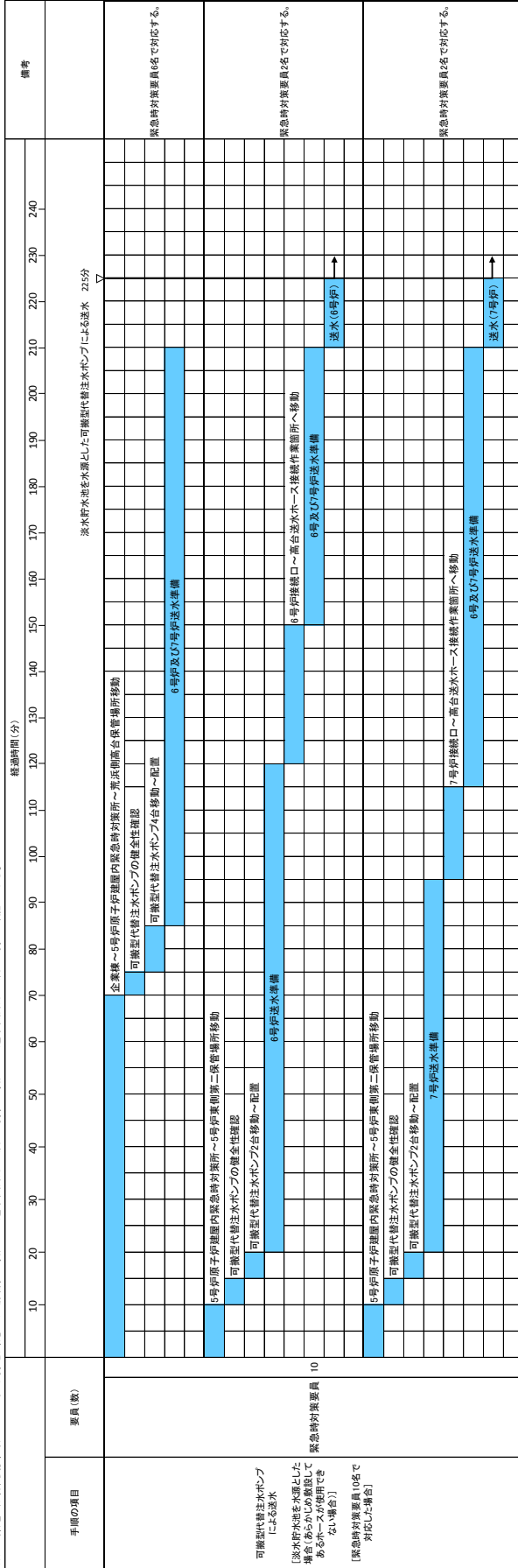
これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。），AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第 1.8.1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.8.2 表，第 1.8.3 表）。

同等な性能を有することの説明
関連箇所を赤字にて示す



※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約350分、7号炉への送水開始まで約445分が可能である。



第 1.4.17 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）

（可搬型代替注水ポンプによる送水）タイムチャート（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2			通信連絡設備準備, 電源確保確認				30分 消火系による原子炉圧力容器への注水							
				系統構成, バイパス流防止処置											
	現場運転員 C, D 2				注水開始, 注水状況確認										
					電源確保										
5号炉運転員 2				消火ポンプ起動											

第 1.4.21 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)

タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80			
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2											
	現場運転員 C, D 2											
5号炉運転員 2												

第 1.8.16 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

保安規定第 66 条

- 表 66-5 「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」
66-5-1 「格納容器圧力逃がし装置」

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) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (ドレン移送ポンプの所要数)
(4) 工事計画認可申請書説明資料 (容量設定根拠, 所要数)

添付-3 同等な機能を有する設備

- (1) SA 48 条・52 条補足説明資料 (容量設定根拠)

添付-4 参考資料

- (1) 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に関する運転上の制限等の整理について

表66-5 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

66-5-1 格納容器圧力逃がし装置 ①
 (1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置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	フィルタ装置	1 個
	よう素フィルタ	2 個
	ラプチャードイスク	2 個
	遠隔空気駆動弁操作ポンペ	2 本※3
	スクラバ水 pH制御設備	1 式
	ドレン移送ポンプ	1 台
	ドレンタンク	1 基
	フィルタ装置出口放射線モニタ	※4
	フィルタ装置水素濃度	※4
	可搬型窒素供給装置	※5
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	※6
	可搬型代替交流電源設備	※7
	可搬型直流電源設備	※8
常設代替交流電源設備	※9	
常設代替直流電源設備	※10	
代替所内電気設備	※11	

- ※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）及び配管を含む。
- ※2：原子炉の起動時にドライウエル点検を実施する場合は、ドライウエル点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。
- ※3：「66-5-2 耐圧強化ベント系」の遠隔空気駆動弁操作ポンペを兼ねる。
- ※4：「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。
- ※5：「66-5-3 可搬型窒素供給装置」において運転上の制限等を定める。
- ※6：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)」において運転上の制限等を定める。
- ※7：「66-12-2 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。

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）
 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十条（1. 7）
 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。
 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、常設重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置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。
- ・ 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、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がす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。
- ・ 技術的能力審査基準 1. 13
 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故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、必要な手順等を定めること。

格納容器圧力逃がし装置は系統内での水素燃焼を防止するため、格納容器内を窒素封入し、酸素濃度を 1. 8 % 以下に管理することが要求されるが、格納容器内への窒素封入はドライウエル点検後速やかに実施するため、ドライウエル点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。

格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は共用する弁及び配管等が存在することから、LCO 判断を速やかに実施することができよう、以下の通り、主要な弁が動作不能となった場合について、LCO 逸脱となる条文を整理する。

なお、記載している条文のみが LCO 逸脱となることを示すものではないため、必要に応じて他条文も確認する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文

- ※8：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※9：「66-12-1 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。
- ※10：「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※11：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

記載の説明

弁名称	格納容器 圧力逃がし装置 (66-5-1)	耐圧強化 ベント系 (66-5-2)	備考 (動作不能判断)	
			要求される状態	
一次隔離弁（ドライウエル側）	開	開	■開できない場合FCVS及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2が LCO 逸脱	
一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）	開	開	■開できない場合FCVS及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2が LCO 逸脱	
二次隔離弁	開	開	■開できない場合FCVS及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2が LCO 逸脱	
フィルタ装置入口弁	開	閉	■開できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1が LCO 逸脱 ■閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVS が動作可能であるため66-5-2は LCO 逸脱とはならない	
耐圧強化ベント弁	閉	開	■閉できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1が LCO 逸脱 ■開できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVS が動作可能であるため66-5-2は LCO 逸脱とはならない	

④ 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため、また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、起動及び高温停止」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 フィルタ装置は1個、よう素フィルタは2個、ラプチャャーデイスクは2個、ドレンタンクは1基設置されており、これらの数を所要数とする。
遠隔空気駆動弁操作ポンベは排出経路の隔離弁のうち、空気作動弁に供給する一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の2弁にて系統構成が可能であるため、2本を所要数とする。フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁の操作ポンベについては管路構成に不要なため、所要数に含めないこととした。なお、一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の操作ポンベについては、耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁操作ポンベと所要数を兼ねる。スクラバ水 pH制御設備は必要な1式を所要数とする。なお、スクラバ水 pH制御設備1式とは、スクラバ水 pH制御設備用ポンプ1台、必要なホース及び水酸化ナトリウム（L以上）をいう。
ドレン移送ポンプは1台で必要容量を有するため、1台を所要数とする。
(添付-2)

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. よう素フィルタの性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM
2. フィルタ装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM
3. フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が \square wt % 以上であり、及び pH が \square 以上であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	原子炉GM
4. ドレン移送ポンプの流量が $9.1 \text{ m}^3/\text{h}$ 、揚程が 14.3 m 以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM
5. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動操作設備を用いた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。	定検停止時	当直長
6. スクラバ水 pH 制御装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM
7. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1ヶ月に1回	当直長
8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水位が 500 mm 以上及び 200 mm 以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長
10. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水 pH 制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウムの保有量が \square L 以上であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

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. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。)
 - a. 項目 1, 2, 3, 4, 6 が該当。
項目 3 では、水酸化ナトリウムの濃度が \square wt % 以上であり、及び pH が \square 以上であることを確認する (添付-2)。なお、適用される原子炉の状態の期間中にスクラバ水の補給をした場合は、水酸化ナトリウムの濃度及び pH が規定値以上であることを確認する。
項目 4 で確認する流量及び揚程は、工事計画認可申請書に基づき、設定する。(添付-2)
定検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。なお、項目 3 については、定検停止後の原子炉起動前に実施することとする。
 - 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 5, 7, 8, 9, 10 が該当。
項目 5 については、格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置された隔離弁は、原子炉運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため、定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。また、空気駆動弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンベ内の窒素消費による重大事故等時使用可能窒素量の減少を考慮し、計装用圧縮空気系等を使用して現場操作で開弁できることを確認する。
また、遠隔手動弁操作設備により開弁できることを確認する。
項目 7, 8 については、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、動作確認を実施する。なお、項目 8 で確認するフィルタ装置スクラバ水位は、工事計画認可申請書に基づき、設定する。(添付-2)
項目 9, 10 については、「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ランス頻度の考え方に基づき3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。なお、項目 10 の水酸化ナトリウムの保有量は、工事計画認可申請書に基づき、設定する。(添付-2)

<参考>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」に記載する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を重大事故等時ににおいて、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整 (水張り) に使用する場合は容量及び吐出圧力を以下に示す。

【必要容量】
格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断された場合において、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補 (設置変更許可申請書添付十追補 1) に示される水張りの

所要時間が50分であることから、保守的に下限水位から通常水位復帰に必要な水量に
対して30分以内に水張りできる容量として、 $20\text{ m}^3/h$ 以上とする。

【吐出圧力】

必要吐出圧力が最大となる6号機フィルタベント給水ライン接続口を使用する場合の
静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に吐出圧力は、 1.28 MPa 以上とする。

(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 格納容器圧力逃 がし装置が動 作不能の場合	A 1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能 であることを確認する※12とともに、その他の設 備※13が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、 動作可能であることを確認するとともに、その他 の設備※14が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 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※15が動作可能であることを確認する※16。 及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	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	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間

※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※13：残りの残留熱除去系1系列、非常用ディーゼル発電機3台、原子炉補機冷却水系3系
列及び原子炉補機冷却海水系3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。

※14：残りの可燃性ガス濃度制御系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。

※15：代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系(W/W)をいう。

※16：「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。

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。
格納容器圧力逃がし装置は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))

A 1. 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”であり、炉心損傷防止及び格納容器破損防止の観点から最も有効と思われる残留
熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイモード、サブプレッションプール冷却
モード)(非常用ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水
系含む)が該当する。なお、原子炉水位の回復には残留熱除去系が2系列以上必要となる
ことから、起動する残留熱除去系については2系列とする。

A 2. 当該設備に期待する機能である「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する」
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、
具体的には可燃性ガス濃度制御系が動作可能であることを“速やかに”確認する。

A 3. 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代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系(W/W)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ことを確認した場合の
AOT上限(1N未満)である「3日間」とする。

【同等な機能をもつ重大事故等対処設備の妥当性確認】

耐圧強化ベント系は、原子炉の定格熱出力の1%に相当する発生蒸気量 15.8
 kg/s を排出可能な設計であり、炉心損傷前の格納容器除熱手段として有効であ
る。(設置許可基準規則第48条)

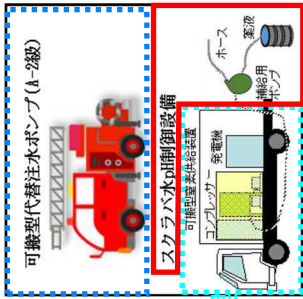
また、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した際に、耐圧強化ベント系(W/
W)により、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出可能であり、原子炉格
納容器の水素爆発の防止手段として有効である。(設置許可基準規則第52条)(添
付-3)

代替循環冷却系は、有効性評価(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用す
る場合))にて確認したとおり、格納容器破損防止対策として有効である。(設置許可
基準規則第50条)

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>従って耐圧強化ベント系(W/W)及び代替循環冷却系の両設備により、格納容器圧力逃がし装置に要求される機能を代替可能であることから、同等な機能をもつ重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>A 4. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	

66-5-1の範囲
赤線、赤枠にて示す
遠隔空気駆動弁操作ポンペにより駆動空気を確保し、中央制御室からAO弁を
操作した場合の系統状態を示す。

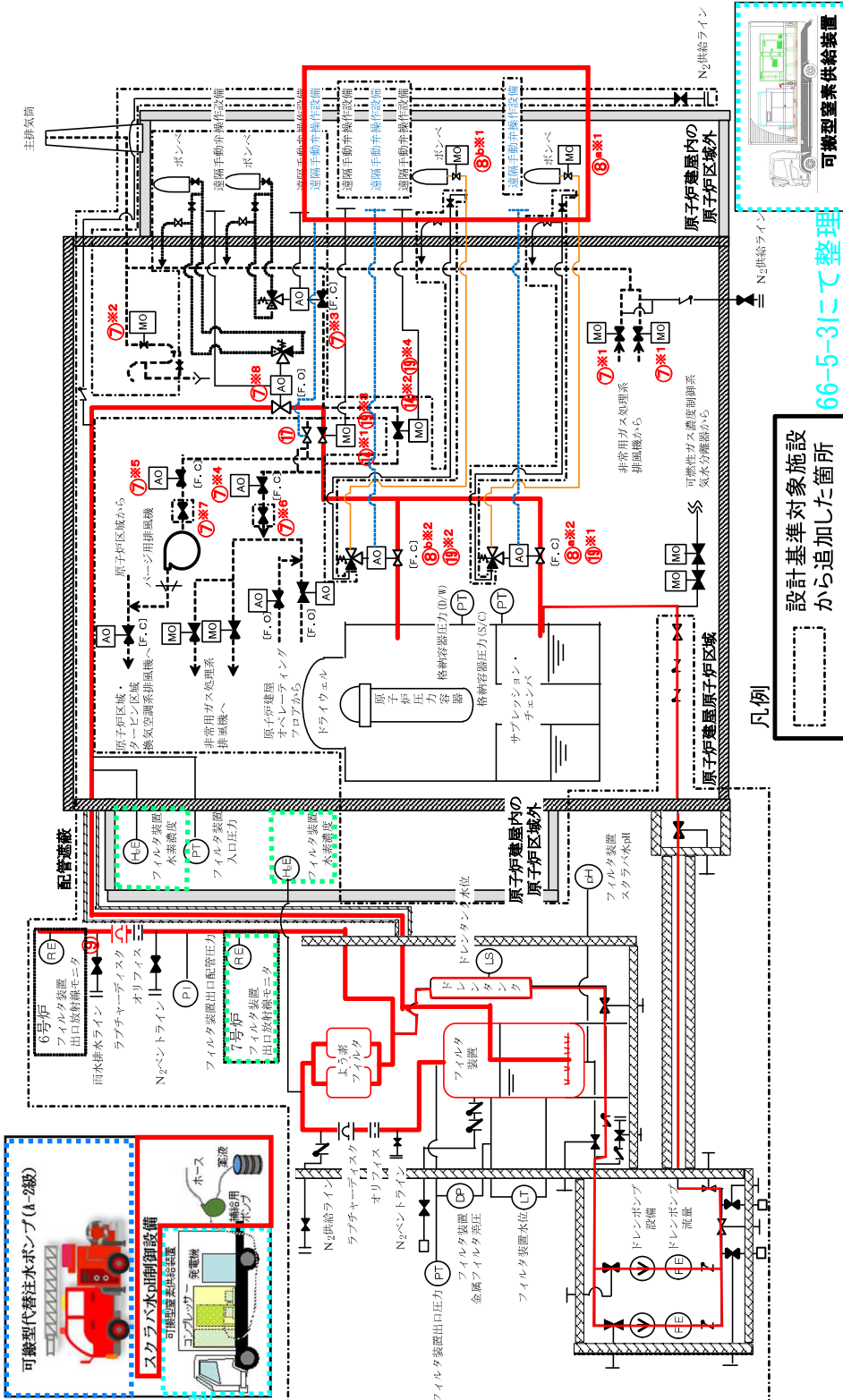
66-19-1にて整理



66-13-1にて整理



66-5-3にて整理



第 1.5.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (1/2)

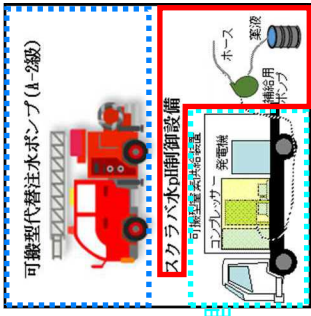
操作手順	弁名称
⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
⑦※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑦※3	耐圧強化ベント弁
⑦※4	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦※5	換気空調系第一隔離弁
⑦※6	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦※7	換気空調系第二隔離弁
⑦※8	フィルタ装置入口弁
⑧※1	一次隔離弁(サブレジョン・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑧※2⑯※1	一次隔離弁(サブレジョン・チェンバ側)
⑧※1	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑧※2⑯※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑨	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑭※1⑯※3	二次隔離弁
⑭※2⑯※4	二次隔離弁バイパス弁
⑰	水素バイパスライン止め弁

第 1.5.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

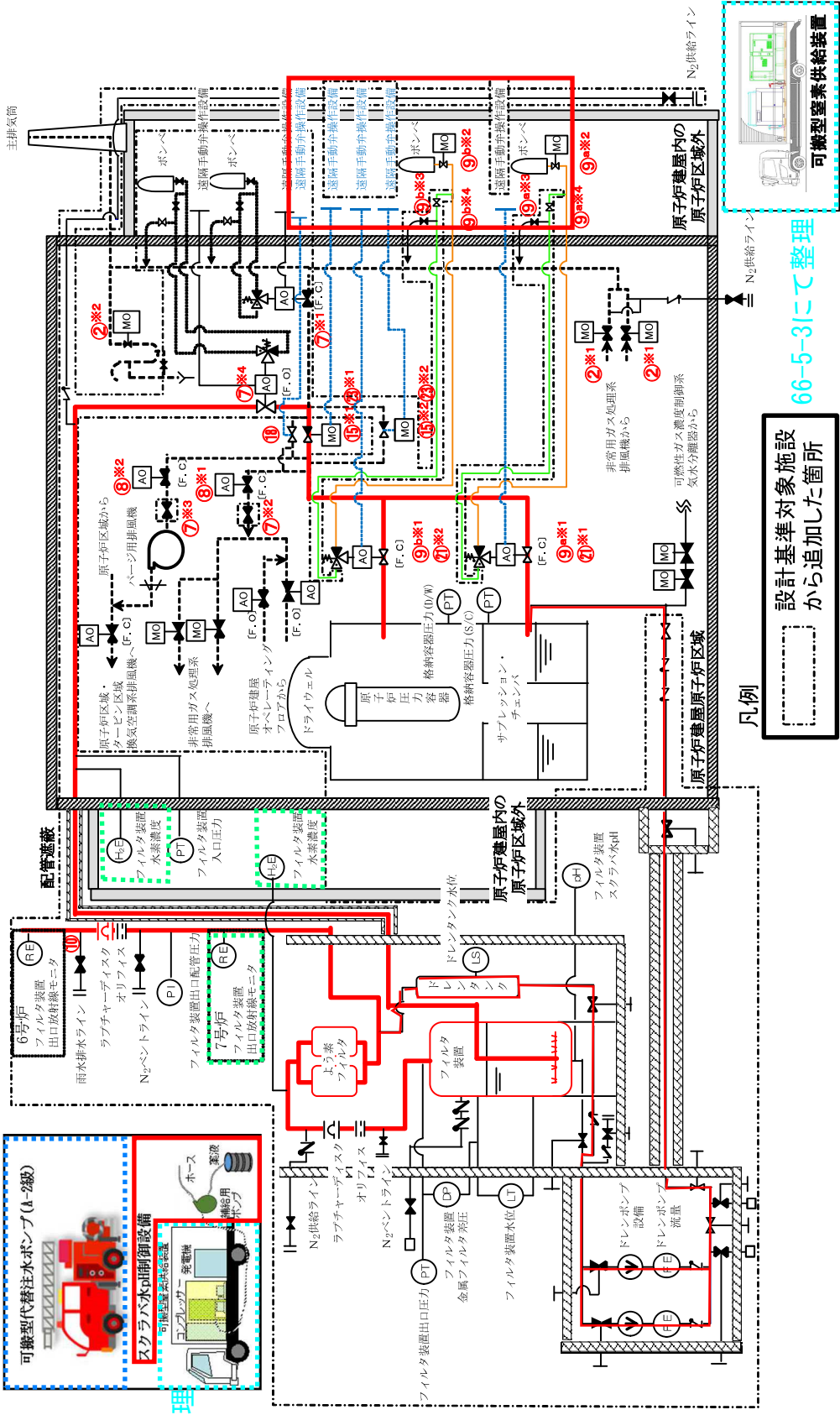
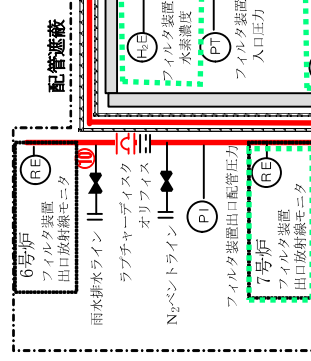
66-5-5-1の範囲
赤線，赤枠にて示す

遠隔空気駆動弁操作ポンベにより電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し，
AO弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-19-1にて整理



66-13-1にて整理



第 1.5.26 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（1/2）

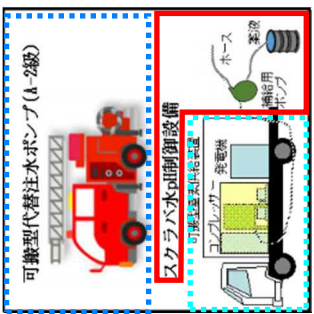
操作手順	弁名称
②※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
②※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑦※1	耐圧強化ベント弁
⑦※2	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦※3	換気空調系第二隔離弁
⑦※4	フィルタ装置入口弁
⑧※1	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑧※2	換気空調系第一隔離弁
⑨ ^a ※1①※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)
⑨ ^a ※2	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑨ ^a ※3	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)逆操作用空気排気側止め弁
⑨ ^a ※4	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気排気側止め弁
⑨ ^b ※1①※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑨ ^b ※2	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑨ ^b ※3	一次隔離弁(ドライウエル側)逆操作用空気排気側止め弁
⑨ ^b ※4	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気排気側止め弁
⑩	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑮※1⑳※1	二次隔離弁
⑮※2⑳※2	二次隔離弁バイパス弁
⑰	水素バイパスライン止め弁

第 1.5.26 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 概要図(2/2)

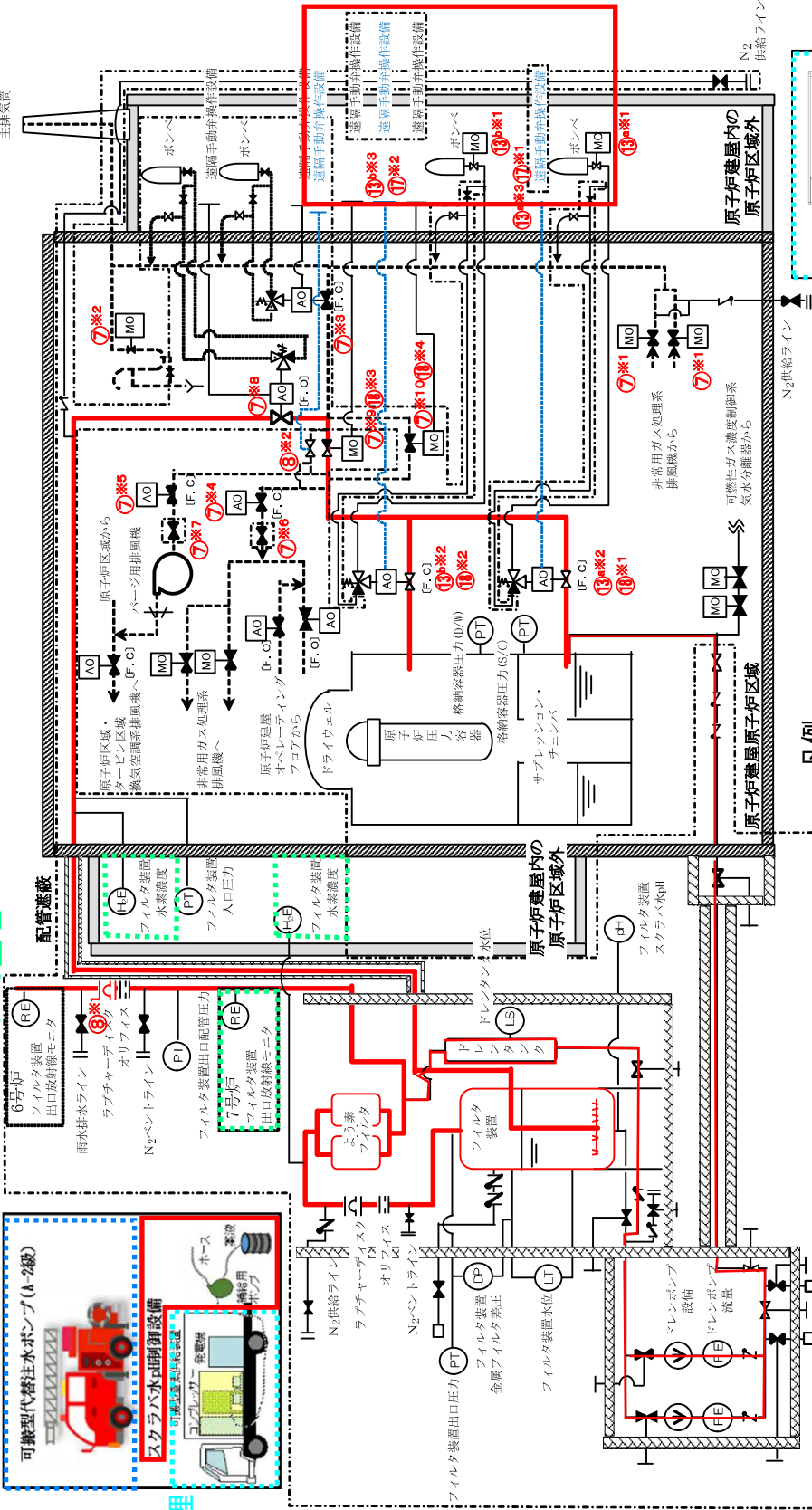
遠隔空気駆動弁操作ポンベにより駆動空気を確保し、中央制御室からAO弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-5-1の範囲
赤線、赤枠にて示す

66-19-1にて整理

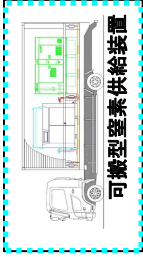


66-13-1にて整理



凡例

設計基準対象施設
から追加した箇所



66-5-3にて整理

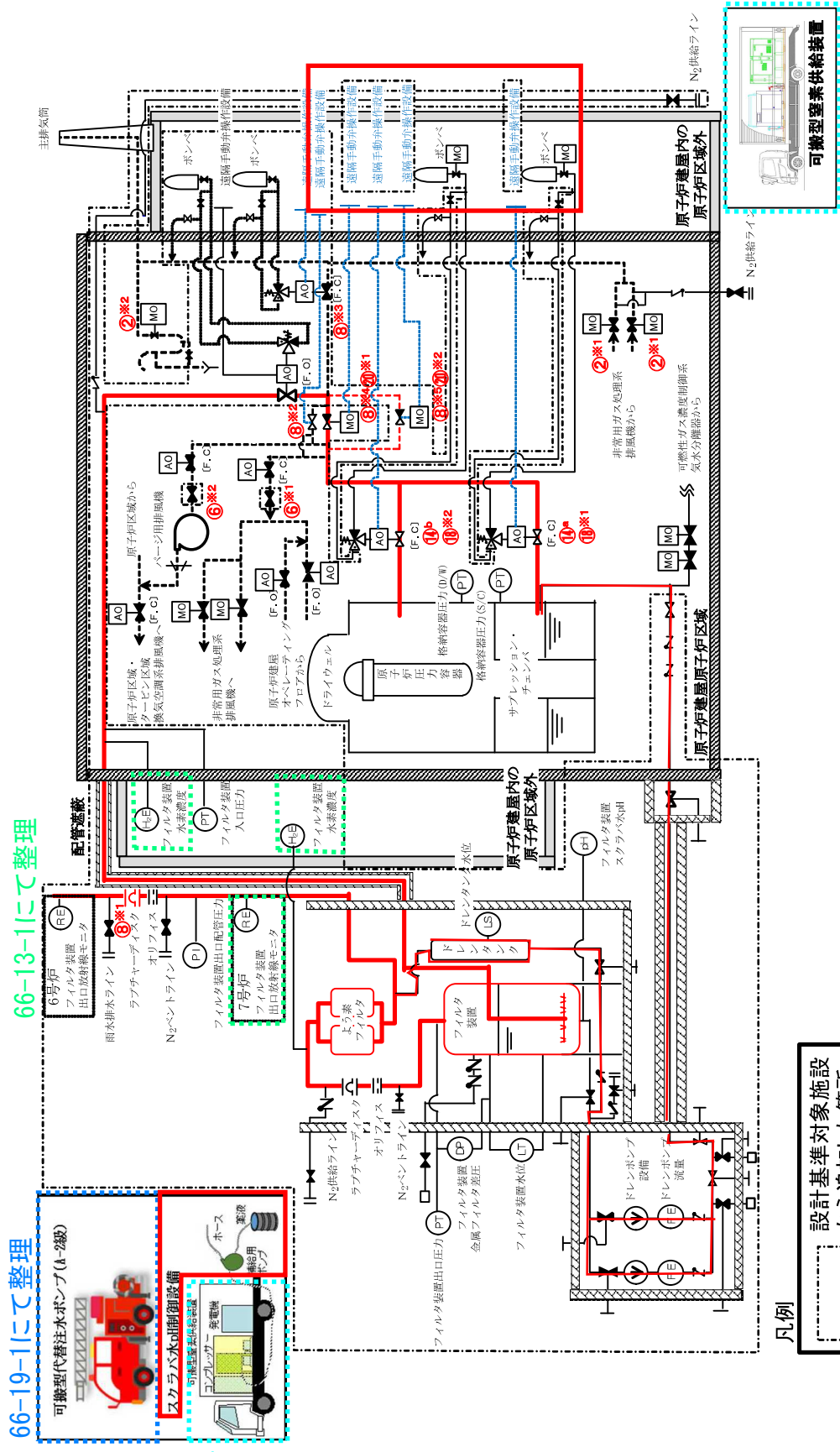
第 1.7.2 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
⑦※2	非常用ガス処理系出口シール隔離弁
⑦※3	耐圧強化ベント弁
⑦※4	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦※5	換気空調系第一隔離弁
⑦※6	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦※7	換気空調系第二隔離弁
⑦※8	フィルタ装置入口弁
⑦※9⑩※3	二次隔離弁
⑦※10⑩※4	二次隔離弁バイパス弁
⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑧※2	水素バイパスライン止め弁
⑬ ^a ※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作空気供給弁
⑬ ^a ※2⑬※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)
⑬ ^a ※3⑬※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備
⑬ ^b ※1	一次隔離弁(ドライウエル側)操作空気供給弁
⑬ ^b ※2⑬※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑬ ^b ※3⑬※2	一次隔離弁(ドライウエル側)遠隔手動弁操作設備

第 1.7.2 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (2/2)

現場から遠隔手動操作設備にてA O弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-5-1の範囲
赤線、赤枠にて示す



凡例

設計基準対象施設
から追加した箇所

66-13-1にて整理

66-19-1にて整理

66-5-3にて整理

66-5-3にて整理

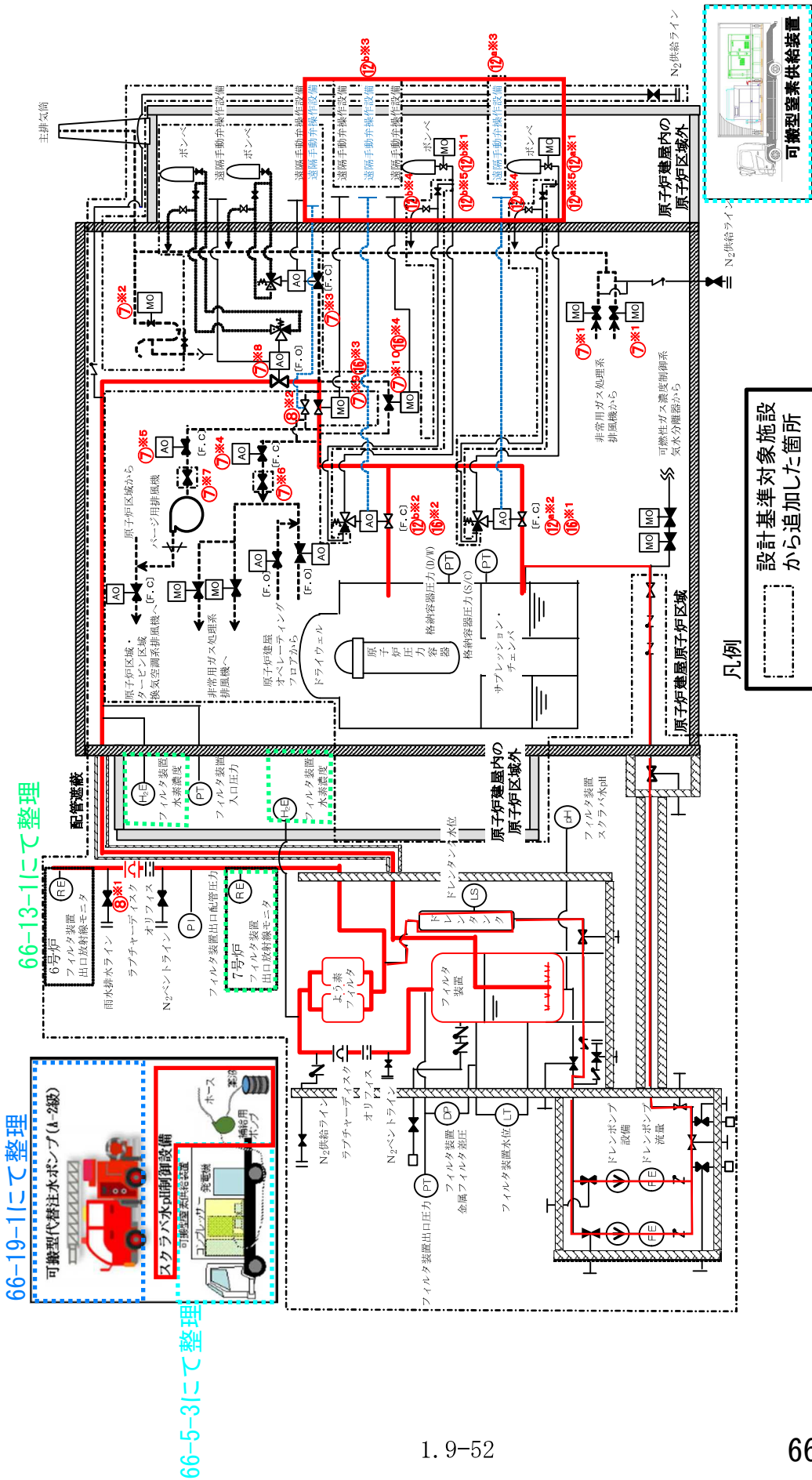
第 1.7.27 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
②※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
②※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑥※1	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑥※2	換気空調系第二隔離弁
⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑧※2	水素バイパスライン止め弁
⑧※3	耐圧強化ベント弁
⑧※4 ⑩※1	二次隔離弁
⑧※5 ⑩※2	二次隔離弁バイパス弁
⑭ ^a ⑱※1	一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側)
⑭ ^b ⑱※2	一次隔離弁(ドライウエル側)

第 1.7.27 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（2/2）

遠隔空気駆動弁操作ポンベにより駆動空気を確保し、中央制御室からA O弁を操作した場合は系統状態を示す。

66-5-1の範囲
赤線、赤枠にて示す



66-5-3にて整理

第 1.9.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図 (1/2)

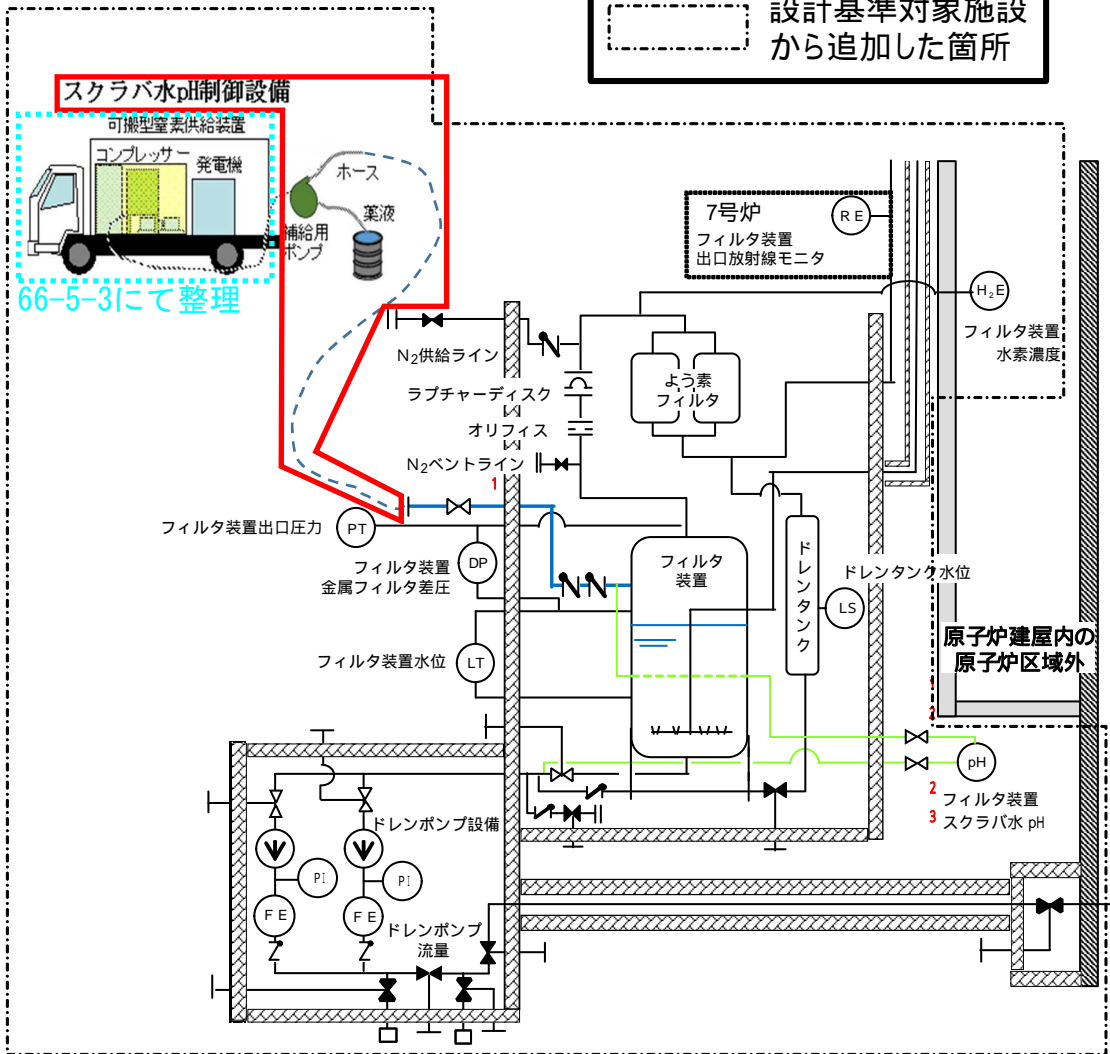
操作手順	弁名称
⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)(B)
⑦※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑦※3	耐圧強化ベント弁
⑦※4	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦※5	換気空調系第一隔離弁
⑦※6	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦※7	換気空調系第二隔離弁
⑦※8	フィルタ装置入口弁
⑦※9⑩※3	二次隔離弁
⑦※10⑩※4	二次隔離弁バイパス弁
⑧※1	フィルタベント大気放出ライントレン弁
⑧※2	水素バイパスライン止め弁
⑫ ^a ※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑫ ^a ※2⑫※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)
⑫ ^a ※3	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備
⑫ ^a ※4	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)逆操作用空気排気側止め弁
⑫ ^a ※5	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作用空気排気側止め弁
⑫ ^b ※1	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑫ ^b ※2⑫※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑫ ^b ※3	一次隔離弁(ドライウエル側)遠隔手動弁操作設備
⑫ ^b ※4	一次隔離弁(ドライウエル側)逆操作用空気排気側止め弁
⑫ ^b ※5	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気排気側止め弁

第 1.9.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 概要図(2/2)

66-5-1のスクラバ水pH制御設備の範囲
赤枠にて示す

凡例

設計基準対象施設
から追加した箇所



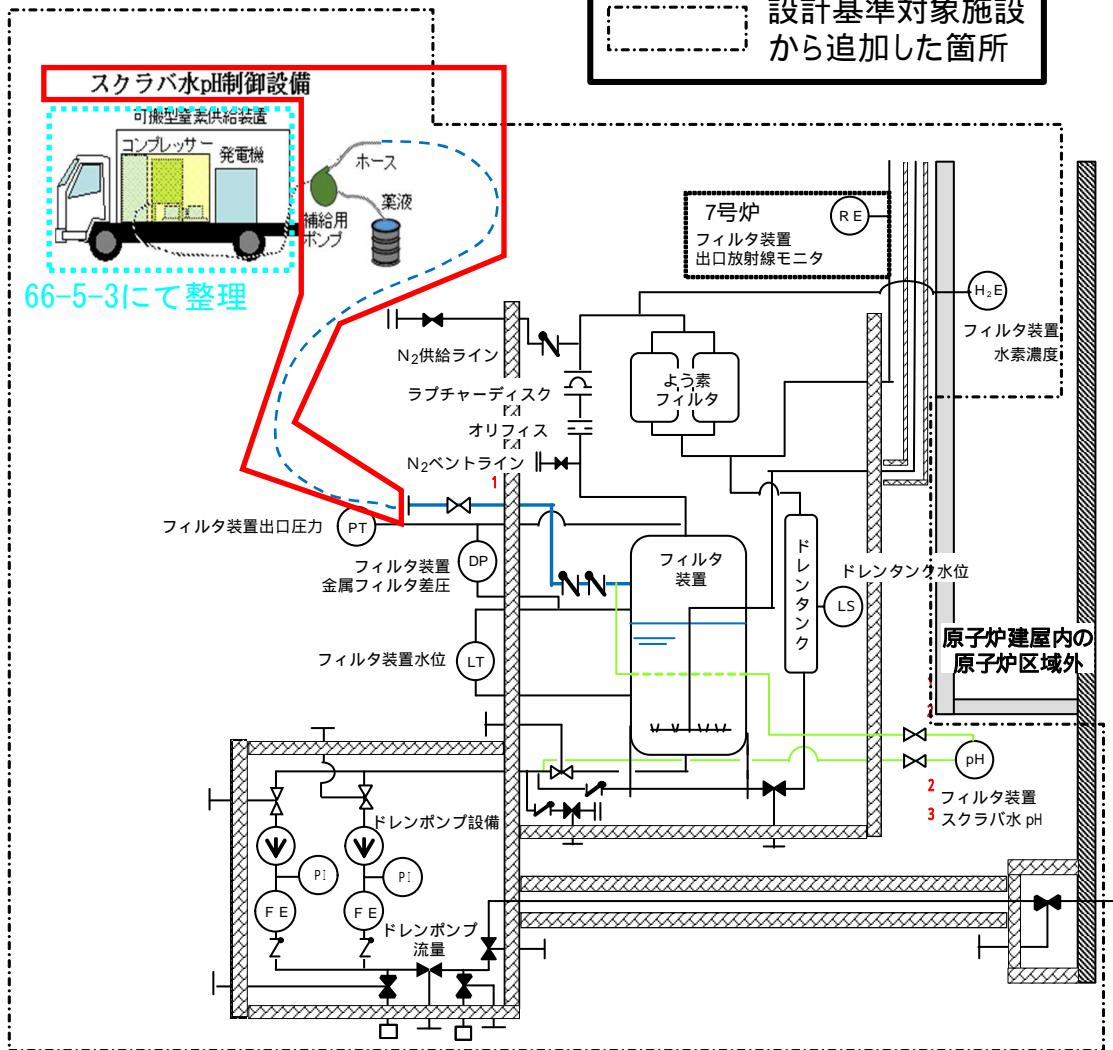
操作手順	弁名称
②※1 ⑩※2	フィルタベント装置pH入口止め弁
②※2 ⑩※3	フィルタベント装置pH出口止め弁
④⑩※1	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁

第 1.5.17 図 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 概要図

66-5-1のスクラバ水pH制御設備の範囲
赤枠にて示す

凡例

設計基準対象施設
から追加した箇所



操作手順	弁名称
②※1 ⑩※2	フィルタベント装置pH入口止め弁
②※2 ⑩※3	フィルタベント装置pH出口止め弁
④⑩※1	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁

第 1.7.13 図 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 概要図

機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。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，治具や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。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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。

格納容器圧力逃がし装置は，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。また，格納容器圧力逃がし装置は，重大事故等時の排出経路と非常用ガス処理系，原子炉区域・タービン区域換気空調系等の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に 2 弁設置し，格納容器圧力逃がし装置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。

代替循環冷却系の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，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流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。

代替循環冷却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。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替原子炉補機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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 セット 1 式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 セット 1 台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 式に加えて、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 式（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 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（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 台を保管する。

また、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、想定される重大事故等時において、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、格納容器圧力逃がし装置での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。

フィルタ装置は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が 99.9%以上確保できる設計とする。また、スクラバ水の待機時の薬物添加濃度は、想定される重大事故等時のスクラバ水の pH 値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が 99.9%以上確保できる pH 値を維持できる設計とする。フィルタ装置は、サブプレッション・チェンバへの排水及び薬液注入によるスクラバ水の pH 値の調整が可能な設計とする。フィルタ装置の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が 98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さ及び有効面積を有する設計とする。

ラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

9.3.2.4 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。

代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置し、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。

復水移送ポンプの操作は、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。

代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は原子炉区域内に設置し、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。

代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等

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) 格納容器圧力逃がし装置

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) 耐圧強化ベント系

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

系 統 数	1
系統設計流量	約 15.8kg/s

(3) 代替原子炉補機冷却系

a. 熱交換器ユニット（6号及び7号炉共用）

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
- ・ 使用済燃料プールの冷却等のための設備

数 量	4 式（予備 1）
熱交換器	
組 数	1/式
伝熱容量	約 23MW/組（海水温度 30 において）

代替原子炉補機冷却水ポンプ

台 数	2
	1

容 量 約 300m³/h/台

約 600m³/h/台

全 揚 程 約 75m

b. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用）

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
- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備

台 数 4（予備1）

容 量 約 900m³/h/台

吐出圧力 1.25MPa[gage]

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) 代替循環冷却系

a. 復水移送ポンプ

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。

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 8.1MW

c. 熱交換器ユニット (6号及び7号炉共用)

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に記載する。

d. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (6号及び7号炉共用)

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に記載する。

(2) 格納容器圧力逃がし装置

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

a. フィルタ装置

個 数	1
系統設計流量	約 31.6kg/s

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

放射性物質除去効率 99.9%以上（粒子状放射性物質及び無機よう素に対して）

材 料

スクラバ水 水酸化ナトリウム水溶液（pH 以上）

金属フィルタ ステンレス鋼

b. よう素フィルタ

個 数 2

系統設計流量 約 15.8kg/s（1基あたりの設計流量）

放射性物質除去効率 98%以上（有機よう素に対して）

材 料 銀ゼオライト

c. ラプチャーディスク

個 数 2

設定破裂圧力 約 100kPa[gage]

第 9.5 - 1 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の
主要機器仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

a. フィルタ装置

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. よう素フィルタ

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. ラプチャーディスク

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. フィルタ装置水素濃度

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。

e. フィルタ装置出口放射線モニタ

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。

(2) 耐圧強化ベント系

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に記載する。

a. 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。

b. 可搬型窒素供給装置 (6号及び7号炉共用)

台 数 2 (予備1)

容 量 約 70Nm³/h/台

c. フィルタ装置水素濃度

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。

d. 耐圧強化ベント系放射線モニタ

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。

(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

a. 格納容器内水素濃度 (SA)

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。

b. 格納容器内水素濃度

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。

c. 格納容器内酸素濃度

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。

照明及び通信連絡設備を整備する。

(e) フィルタ装置水位調整（水抜き）

格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内及びフィルタ装置内で凝縮し，その凝縮水がフィルタ装置に溜まることでフィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合，又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合はフィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

・ 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合，又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合。

・ 操作手順

フィルタ装置水位調整（水抜き）手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.5.13 図に，タイムチャートを第 1.5.14 図に示す。

緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整（水抜き）の準備開始を指示する。

緊急時対策要員は，FCVS フィルタベント装置ドレン移送

ポンプ吐出側第二止め弁及び FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後，FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微開操作する。また，フィルタベント遮蔽壁附室にて，ドレン移送ポンプの電源が確保されていることを FCVS 現場制御盤のドレン移送ポンプ運転状態ランプにより確認する。

緊急時対策要員は，フィルタ装置水位調整（水抜き）の系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。

緊急時対策本部は，緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整（水抜き）の開始を指示する。

ドレン移送ポンプは100%×2台であることから、所要数は1台とする。

緊急時対策要員は，ドレン移送ポンプ A 又は B の起動操作を実施し，FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増開操作により，ポンプ吐出側流量を必要流量に調整する。また，フィルタ装置からの排水が開始されたことをフィルタベント遮蔽壁附室 FCVS 計器ラックのフィルタ装置水位指示値の低下により確認し，フィルタ装置水位調整（水抜き）が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

緊急時対策要員は，フィルタ装置水位指示値が通常水位に到達したことを確認後，ドレン移送ポンプを停止し，FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁，FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及び FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全閉操作する。

緊急時対策要員は、緊急時対策本部へフィルタ装置水位調整（水抜き）の完了を報告する。

・ 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置水位調整（水抜き）完了まで約150分で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(f) 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズ

格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパーズを実施する。

・ 手順着手の判断基準

格納容器圧力逃がし装置を停止した場合。

2.3.9 圧力逃がし装置

2.3.9.1 格納容器圧力逃がし装置

(1) 容器 (常設)

名 称		<u>ドレンタンク</u>
容 量	m ³ /個	2 以上 (7)
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
個 数	—	<u>1</u>

【設 定 根 拠】

(概要)

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (格納容器圧力逃がし装置) として使用するドレンタンクは, 以下の機能を有する。

ドレンタンクは, 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, よう素フィルタ下流側の大気放出配管内で発生したドレン水をドレンタンクに導くことで, ドレン水による大気放出配管の閉塞を防止できる設計とする。

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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (格納容器圧力逃がし装置) として使用するドレンタンクは, 以下の機能を有する。

ドレンタンクは, 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による破損を防止できるよう, 原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は, よう素フィルタ下流側の大気放出配管内で発生したドレン水をドレンタンクに導くことで, ドレン水による大気放出配管の閉塞を防止できる設計とする。

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圧力逃がし装置 (格納容器圧力逃がし装置) として使用するドレンタンクは, 以下の機能を有する。

ドレンタンクは, 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、よう素フィルタ下流側の大気放出配管内で発生したドレン水をドレンタンクに導くことで、ドレン水による大気放出配管の閉塞を防止できる設計とする。

1. 容量

ドレンタンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、格納容器ベント開始後 24 時間でドレンタンクに流入する蒸気凝縮水を基に設定する。

格納容器ベント開始後 24 時間でドレンタンクに流入する蒸気凝縮水は、重大事故等対策の有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち格納容器破損モードの評価事故シナリオである「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、蒸気凝縮量が保守的となるような外気条件等*を設定して評価しても 2m³未満である。

よって、ドレンタンクの容量は評価結果に余裕をみた容量である、2m³/個以上とする。

公称値については要求される容量を上回る 7m³/個とする。

2. 最高使用圧力

ドレンタンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、主配管「ドレンタンクライン分岐部～ドレンタンク入口ノズル」の重大事故等時における使用時の圧力と同じ、250kPa とする。

3. 最高使用温度

ドレンタンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「ドレンタンクライン分岐部～ドレンタンク入口ノズル」の重大事故等時における使用時の温度と同じ、200℃とする。

4. 個数

ドレンタンクは、重大事故等対処設備としてよう素フィルタ下流側の大気放出配管内で発生したドレン水をドレンタンクに導き、ドレン水による大気放出配管の閉塞を防止するために必要な個数である 1個設置する。

注記*：外気温は 1978 年～2012 年の間に柏崎市で観測された最低温度（-11.3℃）が継続する条件とし、また蒸気凝縮する範囲も 6 号機（出口配管が 7 号機より長く、凝縮水量が多い）を基に評価している。

(2) 容器 (可搬型)

名 称		遠隔空気駆動弁操作用ポンベ
容 量	L/個	46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	4 (予備 4)
【設 定 根 拠】 (概要)		<p style="color: red; border: 1px solid black; padding: 5px;">一次隔離弁(トライケル側)及び一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側)の2弁にて流路構成が可能であるため、所要数は2本とする。</p>
<p>・重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (耐圧強化ベント系) として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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。</p> <p>系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能となる設計とする。</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (格納容器圧力逃がし装置) として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。</p> <p>遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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。</p> <p>系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能となる設計とする。</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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (耐圧強化ベント系) として使</p>		

K7 ① V-1-1-1-5-7 R0

用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

K7 ① V-1-1-5-7 R0

1. 容量

遠隔空気駆動弁操作作用ポンペを重大事故等時において使用する場合の容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ポンペを使用することから、当該ポンペの容量はメーカーにて定めた容量である 46.7L/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 46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力

遠隔空気駆動弁操作作用ポンペを重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるポンペにて実績を有する充填圧力である 14.7MPa とする。

3. 最高使用温度

遠隔空気駆動弁操作作用ポンペを重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。

4. 個数

遠隔空気駆動弁操作作用ポンペは、重大事故等対処設備として操作対象弁 1 個あたり必要数 1 個*と故障時のバックアップ並びに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 本の 2 本を 1 セットとし、操作対象弁が 4 弁であることから 4 本 (予備 4 本) を保管する。

注記*：重大事故等時に使用する遠隔空気駆動弁操作作用ポンペの操作対象弁 1 個あたりの必要数は、操作対象弁を 7 日間開保持するために必要な窒素ガス量及び操作対象弁を必要作動回数分作動させるために必要な窒素量を上回る容量を確保しており、根拠は以下のとおり。

1. 窒素消費量

- ①遠隔空気駆動弁操作作用窒素供給配管を重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量 = 851NL
 - ②操作対象弁を開動作するための消費量 = 1607NL
 - ③操作対象弁を 7 日間開保持するための消費量 = 504NL
- 窒素消費量は、上記①～③を合計した 2962NL である。

2. 遠隔空気駆動弁操作作用ポンペによる窒素供給量

$$S_b = \frac{P_1 - P_2}{P_N} \times V_b \times M$$

$$= \frac{12.0 - 1.0}{0.1013} \times 46.7 \times M$$

$$= 5071 \times M$$

S_b : ポンベによる供給量[NL/個]

P_1 : プラント通常時の交換管理目安圧力=12.0 MPa[abs]

P_2 : 事故時のポンベ取替目安圧力=1.0 MPa[abs]

P_N : 大気圧=0.1013 MPa[abs]

V_b : ポンベ容量=46.7 L/個

M : 必要ポンベ個数[本]

開保持するために必要な窒素消費量より多い供給量 (S_b) が必要であるため、

$$S_b > 2962$$

上記の関係式より

$$5071 \times M > 2962$$

$$M > 0.59$$

よって、操作対象弁 1 個あたりに必要な窒素ポンベ個数は 0.59 を上回る 1 個とする。

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

(7) フィルター（公衆の放射線障害の防止を目的として設置するものに限る）

名 称		フィルタ装置
容 量	m ³ /個	<input type="checkbox"/> 以上 <input type="checkbox"/>
最高使用圧力	MPa	0.62
最高使用温度	℃	200
効 率	%	99.9 以上
個 数	—	<u>1</u>

【設 定 根 拠】

(概要)

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するフィルタ装置は、以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するフィルタ装置は、以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

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圧力逃がし装置

K7 ① V-1-1-5-7 R0

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

(格納容器圧力逃がし装置)として使用するフィルタ装置は、以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、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。

1. 容量

フィルタ装置の容量は、スクラビング水の保有水量を基に設定する。

スクラビング水の保有水量について、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」において所定の放射性物質の除去性能が得られるスクラビング水の下限水位をスクラバノズル上端から 0.5m としているため、フィルタ装置の容量は下限水位を保有水量へ換算した値である \square m³/個以上とする。

公称値については要求される容量を上回る、フィルタ装置の待機時水位（スクラバノズル上端から 1.0m）を保有水量に換算した値である \square m³/個とする。

2. 最高使用圧力

フィルタ装置を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力と同じ 620kPa とする。

3. 最高使用温度

フィルタ装置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原子炉格納容器の使用温度と同じ 200℃ とする。

4. 効率

フィルタ装置の効率は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることができる性能を有するものとして、粒子状放射性物質除去効率 99.9%以上とする。また、ガス状放射性無機よう素に対して 99.9%以上の除去効率が得られる設計とする。

5. 個数

フィルタ装置は、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出するために必要な個数である1個設置する。

名 称		<u>よう素フィルタ</u>
容 量	m ³ /個	—
最高使用圧力	kPa	250
最高使用温度	℃	200
効 率	%	98 以上 (有機よう素に対して)
個 数	—	<u>2</u>

【設 定 根 拠】

(概要)

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するよう素フィルタは、以下の機能を有する。

よう素フィルタは、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用するよう素フィルタは、以下の機能を有する。

よう素フィルタは、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による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用するよう素フィルタは、以下の機能を有する。

よう素フィルタは、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系を経由してフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる設計とする。

1. 最高使用圧力

よう素フィルタを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時における主配管「フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部」の使用圧力と同じ 250kPa とする。

2. 最高使用温度

よう素フィルタ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原子炉格納容器の使用温度と同じ 200℃ とする。

3. 効率

よう素フィルタの効率は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるよう、ガス状放射性有機よう素に対して 98%以上の除去効率が得られる設計とする。

4. 個数

よう素フィルタは、重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出するために必要な個数である 2個 設置する。

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

2.1.7.5 格納容器圧力逃がし装置

(1) ポンプ (常設)

名 称		<u>ドレン移送ポンプ</u>	
容 量	m ³ /h/個	<u>9.1 以上</u> (10)	
揚 程	m	<u>14.3 以上</u> (50)	
最高使用圧力	—	吸込側 620 (kPa)	吐出側 1.00 (MPa)
最高使用温度	℃	吸込側 200	吐出側 150
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (格納容器圧力逃がし装置) として使用するドレン移送ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>ドレン移送ポンプは、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。</p> <p>系統構成は、格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において、又は格納容器圧力逃がし装置の使用後において、ドレン移送ポンプによりフィルタ装置内のスクラバ水等をサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (格納容器圧力逃がし装置) として使用するドレン移送ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>ドレン移送ポンプは、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内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。</p> <p>系統構成は、格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において、又は格納容器圧力逃がし装置の使用後において、ドレン移送ポンプによりフィルタ装置内のスクラバ水等をサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</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圧力逃がし装置</p>			

K7 ① V-1-1-5-7 R0

(格納容器圧力逃がし装置)として使用するドレン移送ポンプは、以下の機能を有する。

ドレン移送ポンプは、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、格納容器圧力逃がし装置の使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において、又は格納容器圧力逃がし装置の使用後において、ドレン移送ポンプによりフィルタ装置内のスクラバ水等をサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。

1. 容量

ドレン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、100分以内にフィルタ装置内のスクラバ水 15.1m³ をサプレッションチェンバへ移送する必要がある*ことから、9.1m³/h/個以上とする。

1台で必要性能が満足できるため所要数は1台とする。

注記* : 作業時の緊急時対策要員の被ばくによる影響を低減するため、フィルタ装置の上限水位(スクラバノズル先端から2200mm)～通常水位(スクラバノズル先端から1000mm)までの水量(15.1m³)を考慮しても、操作開始より100分以内で移送を完了できる容量を設定している。

公称値については、要求される9.1m³/h/個以上を上回る10m³/h/個とする。

2. 揚程

ドレン移送ポンプを重大事故等対処設備として使用する場合の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、流路圧損並びに機器圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	0.09 MPa
静水頭	-0.06 MPa
<u>流路圧損並びに機器圧損</u>	0.11 MPa
	0.14 MPa

以上より、ドレン移送ポンプの揚程は、0.14MPaを下記の式から換算し、14.3m以上とする。

$$H = \frac{P}{\rho g} \cong 14.3$$

ここで、

- H : 揚程(m)
- P : 圧力(MPa)

K7 ① V-1-1-5-7 R0

ρ	: 密度 (kg/m ³)	=1000
g	: 重力加速度 (m/s ²)	=9.80665

公称値については、要求される揚程を上回る 50m とする。

3. 最高使用圧力

3.1 吸込側の最高使用圧力 620kPa

ドレン移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、主配管「ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(A)」及び主配管「ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(B)」の最高使用圧力に合わせて、620kPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 1.0MPa

ドレン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側の圧力は、ベント開始後 24 時間後*のフィルタ装置内圧力 120kPa と静水頭 41.9kPa 及びドレン移送ポンプの締切運転時の揚程 519.8kPa の合計が 681.7kPa となることから、これを上回る圧力として 1.0MPa とする。

注記* : ドレン移送操作を実施するのは、少なくとも格納容器ベント操作から 24 時間後以降であることから、保守的に重大事故等への対処に係る措置の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の事故シーケンス(大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス)における格納容器ベント後 24 時間における値を設定した。

4. 最高使用温度

4.1 吸込側の最高使用温度 200℃

ドレン移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の温度は、重大事故等時のフィルタ装置の使用圧力と同じ 200℃とする。

4.2 吐出側の最高使用温度 150℃

ドレン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側の温度は、ベント開始後 24 時間*でのフィルタ装置内スクラバ水温度が 123.44℃であることから、それを上回る 150℃とする。

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

5. 原動機出力

重大事故等時に使用するドレン移送ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に設定する。

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

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

(引用文献：日本工業規格 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)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 10/3600

H : 揚程(m) = 50

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{10}{3600}\right) \times 50}{\text{} / 100} = \text{} \text{ kW}$$

ドレン移送ポンプの定格流量 10m³/h、定格揚程 50m 時のドレン移送ポンプの必要軸動力は kW となる。

以上より、ドレン移送ポンプの原動機出力は必要軸動力 kW を上回る kW/個とする。

6. 個数

ドレン移送ポンプ(原動機含む)は、重大事故等対処設備としてフィルタ装置内のスクラバ水を移送するために必要な個数である 2 個設置する。

K7 ① V-1-1-5-7 R0

フィルタ装置スクラバ水の容量設定根拠 関連箇所を下線にて示す

別紙4

スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について

水スクラバのスクラバ水について、その水位の設定根拠を示すとともに、その健全性が維持されることを確認する。

1. 保有水位の設定根拠

スクラバ水の水位は、以下の理由から下限水位/上限水位（スクラバノズル上端から0.5m～2.2m）を設定し、フィルタ装置使用中は、スクラバ水位が下限水位から上限水位までの範囲を逸脱しないよう水位の確認、調整を行う。

スクラバ水の水位の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を図4-1に示す。

1.1 下限水位について

スクラバ水は、水位が高い方がDFは大きくなる。スクラバ水位がスクラバノズル上端から0.5m以上であれば、DFが目標性能を満足できることを確認している。そのため、水スクラバの下限水位を、スクラバノズル上端から0.5mに設定する。

1.2 上限水位について

スクラバ水位が上昇し、ベントガスによるスクラバ水の吹き上がりが金属フィルタに到達すると、金属フィルタの有効面積が減少し、金属フィルタの差圧が上昇する。

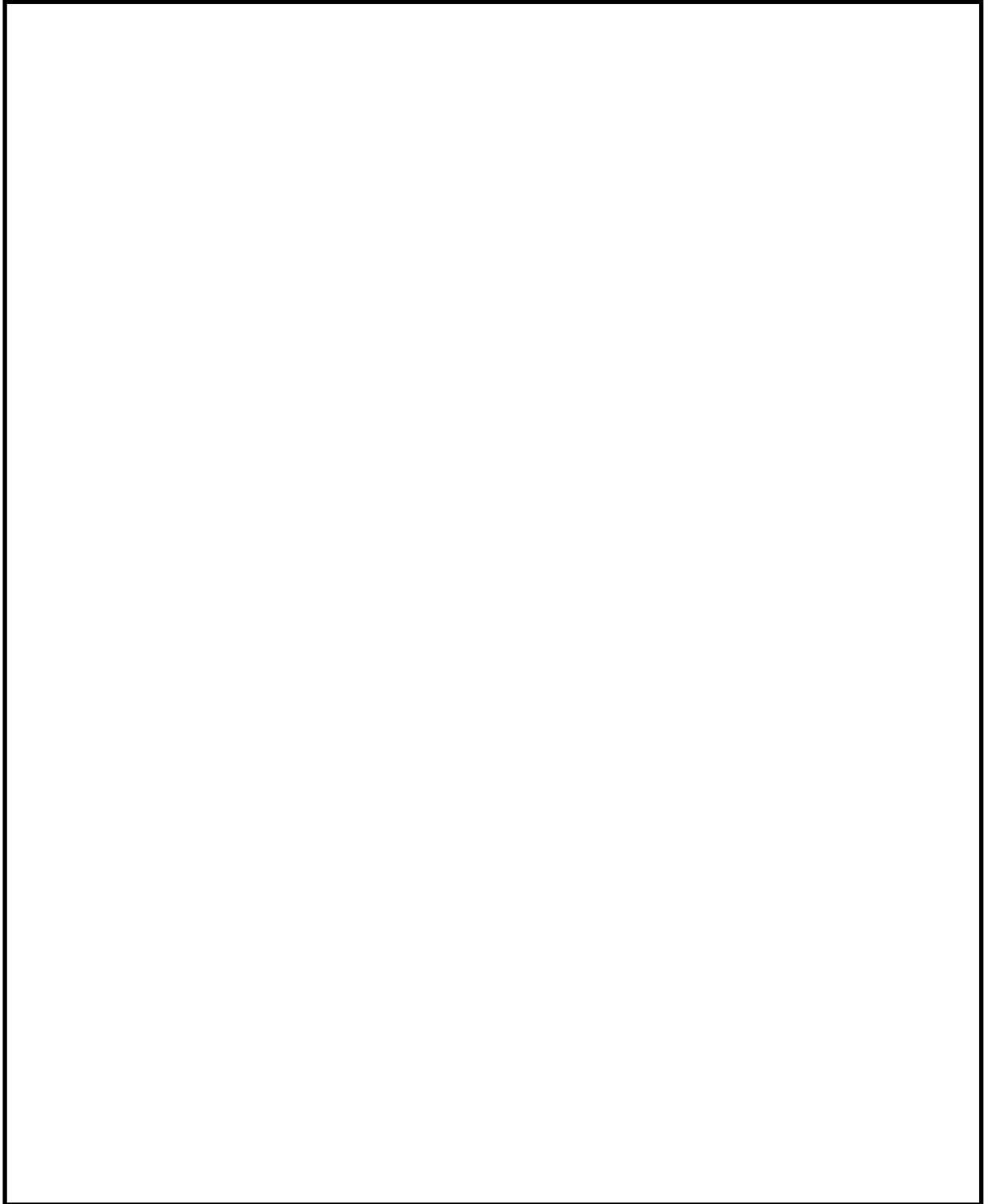
金属フィルタの差圧が上昇すると、金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し、最悪の場合、金属フィルタドレン配管から金属フィルタ二次側へスクラバ水を噴出する。

スクラバ水の噴出は、金属フィルタドレン配管下端が気相に露出するまで継続する。

金属フィルタドレン配管下端の位置は、図4-1の通り、スクラバノズル上端よりも低いいため、水スクラバは機能喪失する。また、金属フィルタドレン配管を通じて、金属フィルタをバイパスしてガスが流れることから、金属フィルタも機能喪失する。そのため、フィルタ装置の機能が喪失する。

スクラバ水の吹き上がり量、並びにスクラバ水吹き上がりに伴う金属フィルタの差圧上昇については、以下に示すスウェル試験により確認しており、その結果、上限水位をスクラバノズル上端から2.2mに設定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



K7 ① V-1-8-1 別添 3 R0

図4-1 フィルタ装置水位の概略図

(1) スウェル試験

水スクラバにガスを噴射した際の、スクラバ水の吹き上がり（スウェル）量と金属フィルタの差圧を確認する試験を実施した。

試験条件は表 4-1 に記載の通り、実機と同じ高さの試験装置を用い、スクラバ

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

(6) ラジオリシスによるpHの変化

フィルタ装置スクラバ水は、スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線により放射線分解する。放射線分解により pH が低下し酸性側にシフトした場合、期待する無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性があるが、フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果に関する研究*において 100℃、200℃で pH を仮定した放射線分解シミュレーションを実施しており、吸収線量率 10kGy/h のベータ/ガンマ線照射を 1 週間受けたとしても、pH がほとんど変化しないことを確認している。

よって、スクラバ水の放射線分解がフィルタ装置の無機よう素の捕捉性能に与える影響はない。

注記*：参考文献 堂前雅史，小野昇一 フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果 日本原子力学会 2016 年春の年会

(7) スクラバ水の管理について

(4)に記載したとおり、スクラバ水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても、スクラバ水は pH 以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラバ水の管理について以下に示す。

a. 系統待機時の管理

- ・ 施設定期検査時に水酸化ナトリウムの濃度が wt% 以上であること及び pH が 以上であることを確認する。
- ・ スクラバ水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント中の管理

- ・スクラバ水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。
- ・スクラバ水の水位を監視し、水位高に至る場合においては、ドレン移送操作を実施する。
- ・ドレン移送操作実施後には薬液を補給し、薬液補給後に pH を計測することで、所望の pH まで回復していることを確認する。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後において、フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラバ水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラバ水の移送後を除く）を確認する。

pH制御用水酸化ナトリウムの容量設定根拠
 関連箇所を下線にて示す

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

別紙7

フィルタ装置内スクラバ水のpH制御用NaOH水溶液の保有量について

1. フィルタ装置スクラバ水pHの低下要因について

別紙4「スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について」より、フィルタ装置のスクラバ水pHが低下する要因は下記に大別される。

- ① 原子炉格納容器内からフィルタ装置に移行する酸性物質による塩基の消費
 - ・ ケーブルの熱分解及び放射線分解の塩化水素で消費される塩基量 約330mol
 - ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基量 約1.06mol
- ② ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈
- ③ スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することによる塩基の消費*
 - ・ 上限水位から通常水位までのスクラバ水移送で失われる塩基量 約 mol

2. スクラバ水pH制御用水酸化ナトリウム水溶液の保有量について

水酸化ナトリウム水溶液の保有量は、上記要因①～③を考慮して決定する。

要因①は発生時期や量の予測が困難なことから、保有量の検討にあたっては要因①は考慮しない。

よって、水酸化ナトリウムの保有量は、要因②③による塩基の希釈及び塩基消費を基に必要量を算出し、かつ十分な余裕を考慮した容量を設定することとする。

フィルタ装置の水位上昇に伴うスクラバ水の移送（要因③）については、事故後7日間で3回発生することを想定する。スクラバ水移送1回につき失われる約 molと同量を濃度20[wt%]の水酸化ナトリウム水溶液で補給する場合、補給1回当たりに必要な水酸化ナトリウム水溶液の量は Lとなることから、3回合計の必要量は Lとなる。

またスクラバ水の希釈（要因②）については、3回目のスクラバ水移送後は事故後7日後までフィルタ装置の水位が上限水位に達することはないが、水位上昇に伴うスクラバ水の希釈により低下するpHを濃度20[wt%]の水酸化ナトリウム水溶液の添加でフィルタ装置の初期pHまで回復することを想定する。この場合の必要量は Lとなる。

よって水酸化ナトリウムの保有量は、上記の合計の Lに余裕を考慮し、1プラント当たり Lの6,7号機共用で L並びに予備 Lを保有することとする。

K7 ① V-1-8-1 別添3 R0

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

注記* : ベントガス中の水蒸気凝縮に伴い、スクラバ水の水位が通常水位から上限水位まで上昇した場合、薬液濃度が0.61倍まで希釈される。また一方で、スクラバ水が上限水位に達する場合は、通常水位になるまでスクラバ水の水抜き（ドレン移送ポンプを用いたサプレッションチェンバへの移送）を実施することとしている。この際にフィルタ装置内から失われる塩基は約 mol となる。

容量設定根拠
 関連箇所を下線にて示す

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa [gage]	620
最高使用温度	°C	171
設計流量	kg/s	<u>15.8</u>

(1) 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa [gage]とする。

炉心損傷前の格納容器ベントは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である310kPa [gage]に到達後、実施することとなる。そのため、実際にベントが開始できるまでの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある620kPa [gage]を、耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする。

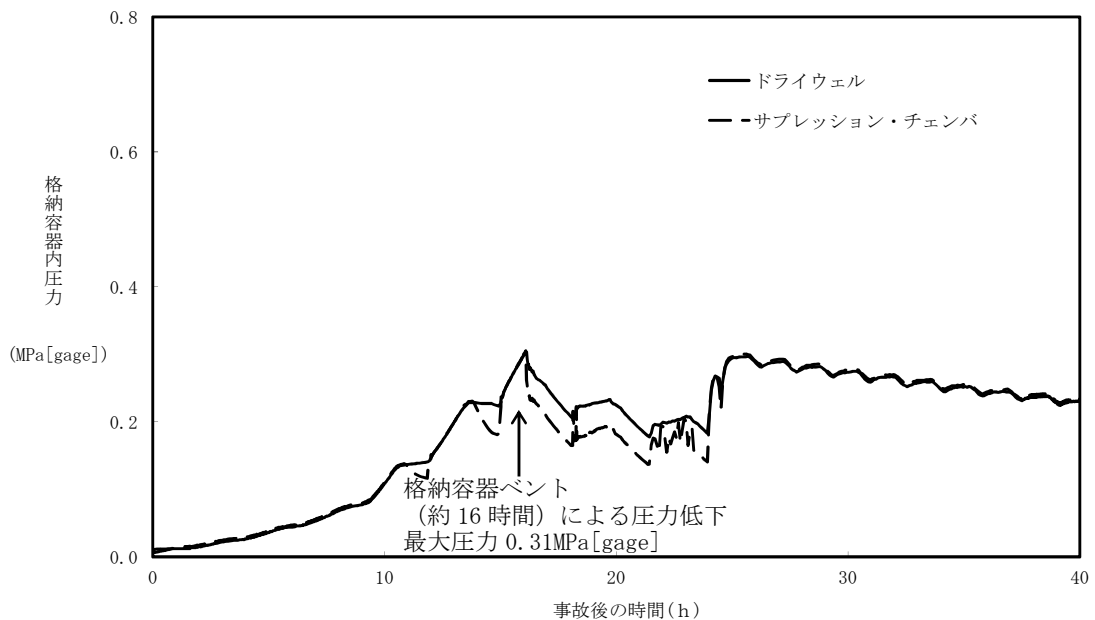


図 48-7-8 原子炉格納容器圧力推移 (全交流動力電源喪失)

(2) 最高使用温度

原子炉格納容器の最高使用温度である171°Cとする。

なお、有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである全交流電源喪失において、ベント後の原子炉格納容器内雰囲気温度は171°C以下となることを確認している。そのため、原子炉格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も171°C以下となる。

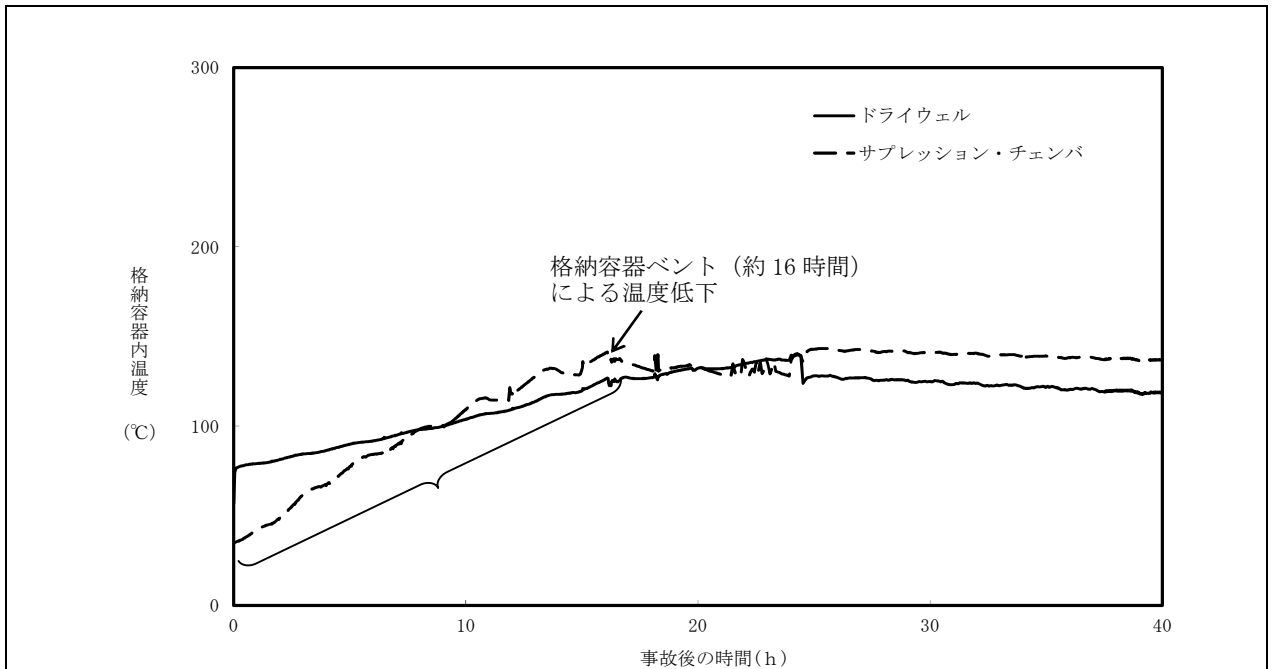


図 48-7-9 原子炉格納容器温度推移 (全交流動力電源喪失)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力の状態で耐圧強化ベント系を使用した際に、原子炉の定格熱出力の 1%に相当する発生蒸気量 15.8kg/s を排出可能な設計とする。

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1%となるのは、原子炉停止から 2~3 時間後であり、その際の原子炉格納容器内における発生蒸気量は 15.8kg/s となる。

一方、有効性評価シナリオである全交流電源喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約 16 時間後となっている。そのため、ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	620
最高使用温度	℃	171
設計流量	kg/s	<u>15.8</u>

【設定根拠】

炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備として使用する。

(1) 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa[gage]とする。

炉心損傷後の耐圧強化ベント系は、代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであり、耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の圧力は620kPa[gage]以下となることを確認している。そのため、原子炉格納容器に接続される耐圧強化ベント系の圧力も620kPa[gage]以下となる。

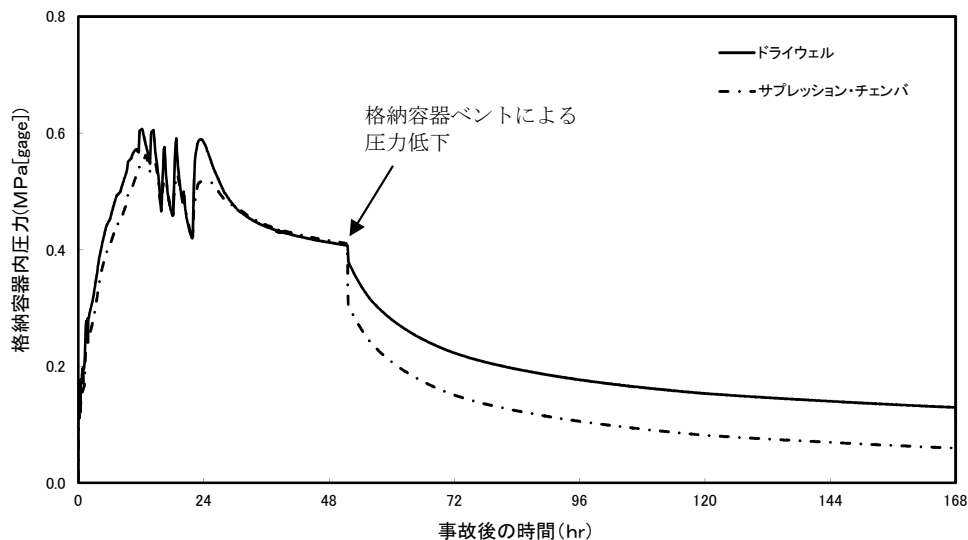


図 52-6-1 原子炉格納容器圧力推移
(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

(2) 最高使用温度

原子炉格納容器の最高使用温度である 171℃とする。

炉心損傷後の耐圧強化ベント系は、代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであり、耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の温度は 171℃以下となることを確認している。そのため、原子炉格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も 171℃以下となる。

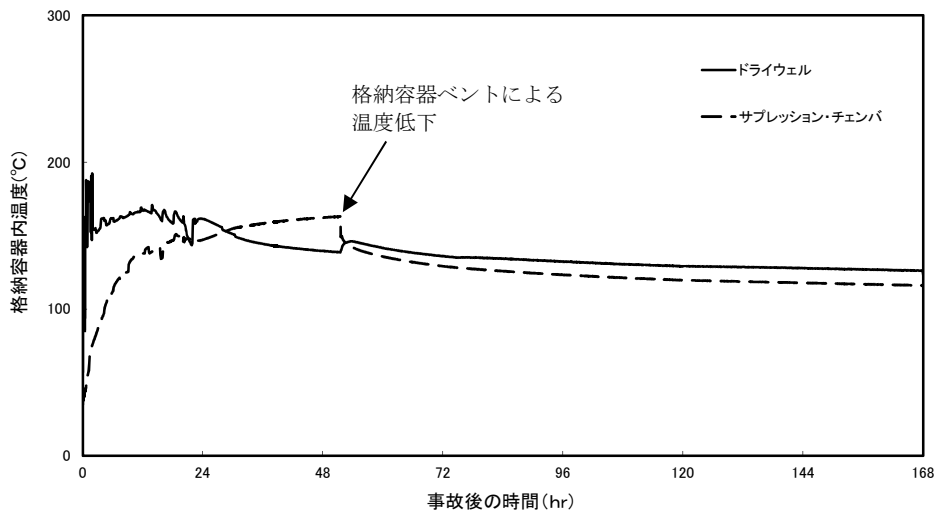


図 52-6-2 原子炉格納容器温度推移
(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力の状態で耐圧強化ベント系を使用した際に、原子炉の定格熱出力の 1%に相当する発生蒸気量 15.8kg/s を排出可能な設計とする。

炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した際に、耐圧強化ベント系を使用することにより、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出可能であることを確認している。そのため、原子炉格納容器の水素爆発を防止するために十分な容量である。

なお、以下の図 52-6-3 及び図 52-6-4 は、放射線分解に伴う水素及び酸素の発生量を保守的に大きく想定した場合の原子炉格納容器内の濃度変化を示している。

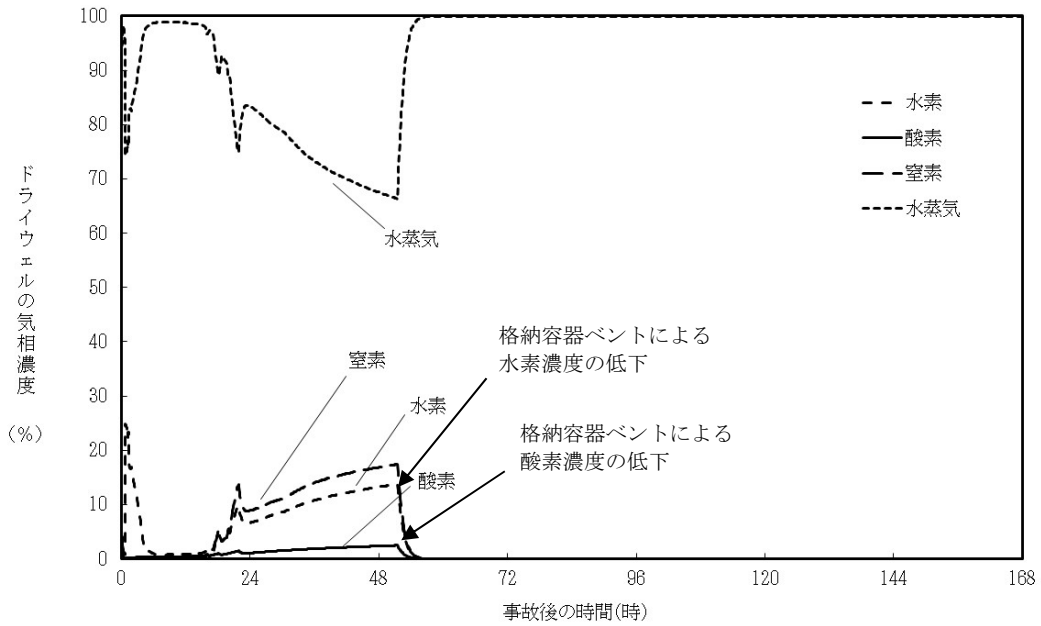


図 52-6-3 原子炉格納容器（ドライウエル）気相濃度
 (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

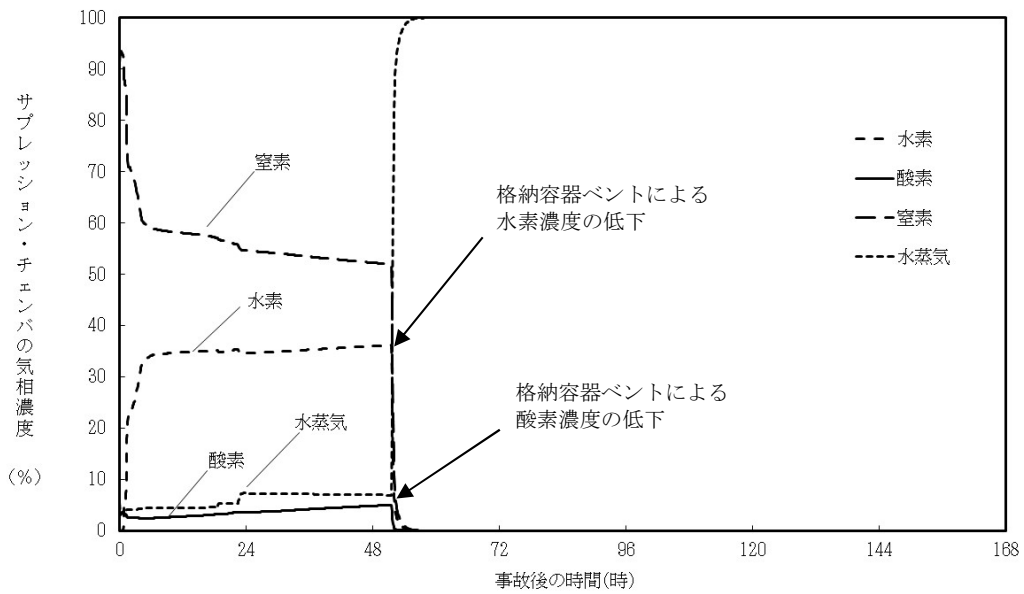


図 52-6-4 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ）気相濃度
 (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系について運転上の制限及び措置について以下のように整理を行った。

1. 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁操作用ポンベについて

66-5-1：格納容器圧力逃がし装置及び 66-5-2：耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁操作用ポンベ4本は、一次隔離弁（ドライウエル側）、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁に供給するものである。

このうち、一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）はFailure Close (F・C) 設計となっており、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の何れの系統構成にも必要である。

他方、フィルタ装置入口弁はFailure Open (F・O) 設計、耐圧強化ベント弁はF・C 設計となっており、格納容器圧力逃がし装置では、遠隔空気駆動弁操作用のポンベの空気が無くても系統構成可能で、耐圧強化ベント系の系統構成のみで必要である。

よって、一次隔離弁（ドライウエル側）、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能が喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系が同時にLCO逸脱となる。

また、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁の遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能が喪失した場合は、耐圧強化ベント系のLCO逸脱となる。

これらを踏まえ、審査説明資料を以下のとおり修正した。

1. 一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の2弁にて系統構成が可能であるため、66-5-1ではポンベ所要数を2本とし、記載の説明にもその旨追記した。
2. フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁の操作用ポンベについては流路構成に不要なため、所要数に含めないことを記載の説明に追記した。
3. 一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の操作用ポンベについて、耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁操作用ポンベと所要数を兼ねるとの記載に変更した。66-5-2も同様に変更した。
4. 66-5-2で、フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁については操作用ポンベからの供給がない状態においても格納容器圧力逃がし装置は系統構成が可能であり、動作可能であるとの記載を追記した。
5. 66-5-1のポンベの単位が「個」であったため、66-5-2と統一させて「本」とした。

2. 遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能喪失時の LCO 判断について

(1) 一次隔離弁（ドライウエル側）の遠隔空気駆動弁操作用ポンベが機能喪失の場合

一次隔離弁（ドライウエル側）は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の両者で必要な弁のため、両者の LCO 逸脱を宣言する。

(1-A) 66-5-1：格納容器圧力逃がし装置の要求される措置

A 1、A 2 及び A 3 の要求される措置を行ったうえで、A 4 として 30 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

(1-B) 66-5-2：耐圧強化ベント系の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として 3 日間以内に代替品のポンベを補充し、A 4 として 10 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

⇒ その他の要求される措置を実施したうえで、3 日間以内に代替品のポンベを補充し、10 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧出来なければ、プラントを停止する。

(2) 一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の遠隔空気駆動弁操作用ポンベが機能喪失の場合

(2-A) 66-5-1：格納容器圧力逃がし装置の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として、3 日間以内に一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の代替品のポンベを補充し、耐圧強化ベント系（W/W）が動作可能であること及び代替循環冷却系が動作可能であることを確認し、30 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

(2-B) 66-5-2：耐圧強化ベント系の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として 3 日間以内に代替品のポンベを補充し、A 4 として 10 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

- ⇒ その他の要求される措置を実施したうえで、3日間以内に代替品のポンペを補充し、10日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンペの機能を復旧出来なければ、プラントを停止する。

(3) フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁の遠隔空気駆動弁操作用ポンペが機能喪失の場合

- (3-A) 66-5-1：格納容器圧力逃がし装置の要求される措置
格納容器圧力逃がし装置は運転上の制限を満足。

- (3-B) 66-5-2：耐圧強化ベント系の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として3日間以内に代替品のポンペを補充し、A 4 として10日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンペの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

- ⇒ その他の要求される措置を実施したうえで、3日間以内に代替品のポンペを補充し、10日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンペの機能を復旧出来なければ、プラントを停止する。

66-5-1 格納容器圧力逃がし装置 (3) 要求される措置

(3) 要求される措置		
条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合	A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び	
	A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び	
	A 3. 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※15が動作可能であることを確認する※16。	3日間
	及び	
	A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	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	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び	
	B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※13：残りの残留熱除去系 1 系列，非常用ディーゼル発電機 3 台，原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 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。

※14：残りの可燃性ガス濃度制御系 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。

※15：代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系 (W/W) をいう。

※16：「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。

66-5-2 耐圧強化ベント系 (3) 要求される措置

(3) 要求される措置		
条 件	要求される措置	完了時間
A. 耐圧強化ベント系が 動作不能の場合※ ¹¹	A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ¹² とともに、その他の設備※ ¹³ が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※ ¹⁴ が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 3. 当直長は、代替措置※ ¹⁵ 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。	3 日間
	及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	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	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24 時間
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36 時間

※¹¹: 耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。

※¹²: 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※¹³: 残りの残留熱除去系 1 系列、非常用ディーゼル発電機 3 台、原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 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。

※¹⁴: 残りの可燃性ガス濃度制御系 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。

※¹⁵: 代替品の補充等をいう。

表 No.	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段			B設備	γ設備	C (代替手段)	D (自主対策設備 or 代替品)	LCOの設定	備考
			手順完了時間 技術的能力→() 有効性評価※→【 】 ※事象発生からの時間	主な用途 (手順概要)	B設備						
66-5-1	格納容器 圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置 による原子炉格納容器内 の減圧及び除熱	1.5	RHR 故障時に、格納容器圧力 逃がし装置により最終ヒート シンク (大気) へ熱を輸送す る	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (γ レジゾン・チェンバ・プールの冷 却モード) (格納容器スプレイ冷却 モード)	耐圧強化ベント系 (W/W) (B 設備を準用) (55 分)	—	—	1.5.1.7.1.9 に ついては、主要 な設備が兼用さ れていることか ら、これら 3 条 文の要求を一括 りにして、SA 条 文の表タイトル (分類 1) を構成 することとす る。	
		格納容器圧力逃がし装置 による原子炉格納容器内 の減圧及び除熱	1.7	炉心の著しい損傷が発生した 場合において、格納容器圧力 逃がし装置により原子炉格納 容器内の減圧及び除熱を実施 し、原子炉格納容器の過圧破 損を防止する	—	残留熱除去系 (γ レジゾン・チェンバ・プールの冷 却モード) (格納容器スプレイ冷却 モード)	代替循環冷却系 (540 分)	—	1.5.1.7.1.9 より保安規 定第 66 条に LCO を設定す る。現場操作の要求につい ても一括りにして設定す る。 LCO 対象範囲は、ベントラ イン並びにドレン移送水 ポンプ、遠隔操作設備等の付 帯設備とする。		
		現場操作 (格納容器圧力 逃がし装置)	1.5	SBO 及び RHR 使用不可時 において、隔離弁を手動にて ベント設備を遠隔操作するこ とで最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (γ レジゾン・チェンバ・プールの冷 却モード) (格納容器スプレイ冷却 モード)	耐圧強化ベント系 (W/W) (B 設備を準用) (55 分)	—	—	スクラバ水補給のために 使用する可搬型代替注水 ポンプ (A-2 級) は、表 66-19-1 の可搬型代替注 水ポンプ (A-2 級) におい て、LCO を設定する。	
66-5-2	耐圧強化 ベント系	格納容器圧力逃がし装置 による原子炉格納容器内 の水素ガス及び酸素ガス の排出	1.9	炉心の著しい損傷が発生した 場合において、発生する水素 ガス及び酸素ガスを、格納容 器圧力逃がし装置により排出 する	耐圧強化ベント系 (W/W)	残留熱除去系 (γ レジゾン・チェンバ・プールの冷 却モード) (格納容器スプレイ冷却 モード)	耐圧強化ベント系 (W/W) (B 設備を準用) (60 分)	—	—	1.7 では、技術的 能力にて耐圧強 化ベントの評価 を実施していな いため、B 設備 には該当しな い。	
		現場操作 (格納容器圧力 逃がし装置)	1.7	SBO による格納容器圧力逃 がし装置の隔離弁動作不能時 に、遠隔手動操作弁の現場操 作により原子炉格納容器の過 圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (γ レジゾン・チェンバ・プールの冷 却モード) (格納容器スプレイ冷却 モード)	代替循環冷却系 (540 分)	—	—		
		耐圧強化ベント系による 原子炉格納容器内の減圧 及び除熱	1.5	RHR 故障時に、耐圧強化ベ ント系により最終ヒートシン ク (大気) へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし 装置	残留熱除去系 (γ レジゾン・チェンバ・プールの冷 却モード) (格納容器スプレイ冷却 モード)	—	代替品 (ポンペ)	1.5.1.9 より保安規定第 66 条に LCO を設定する。 現場操作の要求について も一括りにして設定する。 LCO 対象範囲は、ベントラ イン並びに遠隔手動設備 等の付帯設備とする。	【γ 設備】 1.5 は、発生した 熱を最終ヒート シンクへ導く設 備の評価である ため、γ レジゾン・ チェンバ・プールの冷却 モードについて も γ 設備とす る。	
66-5-2	耐圧強化 ベント系	現場操作 (耐圧強化ベ ント系)	1.5	SBO 及び RHR 使用不可時 において、隔離弁を手動にて ベント設備を遠隔操作するこ とで最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし 装置	残留熱除去系 (γ レジゾン・チェンバ・プールの冷 却モード) (格納容器スプレイ冷却 モード)	—	代替品 (ポンペ)	格納容器圧力逃がし装置 により基準要求を維持で きることから、格納容器圧 力逃がし装置が動作可能 な場合は機能喪失しても LCO 逸脱とはみみなさない。		
		耐圧強化ベント系 (W/ W) による原子炉格納容 器内の水素ガス及び酸素 ガスの排出	1.9	炉心の著しい損傷が発生した 場合において、発生する水素 ガス及び酸素ガスを耐圧強化 ベント系により排出する	格納容器圧力逃がし 装置	残留熱除去系 (γ レジゾン・チェンバ・プールの冷 却モード) (格納容器スプレイ冷却 モード)	—	代替品 (ポンペ)	—		

以上

保安規定第 66 条

- 表 66-5 「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」
66-5-2 「耐圧強化ベント系」

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 同等な性能を有することの説明

- (1) 技術的能力まとめ資料 (基準要求に関する説明)

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) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

添付-4 参考資料

- (1) 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に関する運転上の制限等の整理について

66-5-2 耐圧強化ベント系 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント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 高温停止	遠隔空気駆動弁操作ポンプ※3	4本
	可搬型窒素供給装置	※4
	フィルタ装置水素濃度	※5
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	※5
	可搬型代替交流電源設備	※6
	可搬型直流電源設備	※7
	常設代替交流電源設備	※8
	常設代替直流電源設備	※9
	代替所内電気設備	※10

※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）及び配管を含む。

※2：耐圧強化ベント系が動作不能の場合は、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であるとみならず、動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみならず、動作可能であることを確認し、動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみならず。

※3：「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」の遠隔空気駆動弁操作ポンプを兼ねる。

※4：「66-5-3 可搬型窒素供給装置」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-12-2 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：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※8：「66-12-1 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。

※9：「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

運転上の制限等を定める。

※10：「66-12-6 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）
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でも維持できよう、常設重大事故等対処設備である耐圧強化ベント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。

- 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。

耐圧強化ベント系に対して、格納容器圧力逃がし装置は同等な性能を有するとともに、上記基準要求も満足可能であることから、耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみならず、（添付-2）

格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は共用する弁及び配管が存在することから、LCO判断を速やかに実施することができるよう、以下の通り、主要な弁が動作不能となった場合について、LCO逸脱となる条文を整理する。

なお、記載している条文のみがLCO逸脱となることを示すものではないため、必要に応じて他条文も確認する。

弁名称	格納容器 圧力逃がし装置 (66-5-1)	耐圧強化 ベント系 (66-5-2)	備考 (動作不能判断)
	要求される状態		
一次隔離弁（ドライウエル側）	開	開	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合FCVS及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱
一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）	開	開	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合FCVS及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱
二次隔離弁	開	開	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合FCVS及び耐圧強化ベントが動作不能となり66-5-1及び66-5-2がLCO逸脱
フィルタ装置入口弁	開	閉	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1がLCO逸脱 閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため66-5-2は

耐圧強化ベント弁	閉	開	LCO 逸脱とはならない ・閉できない場合 FCVS が動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 ・開できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVS が動作可能であるため 66-5-2 は LCO 逸脱とはならない
----------	---	---	--

④ 耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため、また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、起動及び高温停止」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 遠隔空気駆動弁操作ポンベは、耐圧強化ベント系の排出経路に設置された隔離弁のうち空気作動弁に供給するため、4本を所要数とするがフィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁については操作ポンベからの供給がない状態においても格納容器圧力逃がし装置は系統構成が可能であり、動作可能である。なお、一次隔離弁（ドライウエル側）及び二次隔離弁（サブレッシュン・チェンバ側）の操作ポンベについては、格納容器圧力逃がし装置の遠隔空気駆動弁操作ポンベと所要数を兼ねる。(添付-3)

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)

項目 ⑦	頻度	担当
1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備を用いた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。	定検停止時	当直長
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長

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。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置された隔離弁は、原子炉運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため、定検停止時に開閉試験を実施する。

項目1については、中央性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。空気駆動弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンベ内の窒素消費による重大事故等時使用可能窒素量の減少を考慮し、計装用圧縮空気系等を使用して現場操作で開弁できることを確認する。

また、遠隔手動弁操作設備により開弁できることを確認する。

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, 3が該当。
原子炉運転中は隔離弁の動作確認はできないため、状態確認等により使用可能であることを確認する。

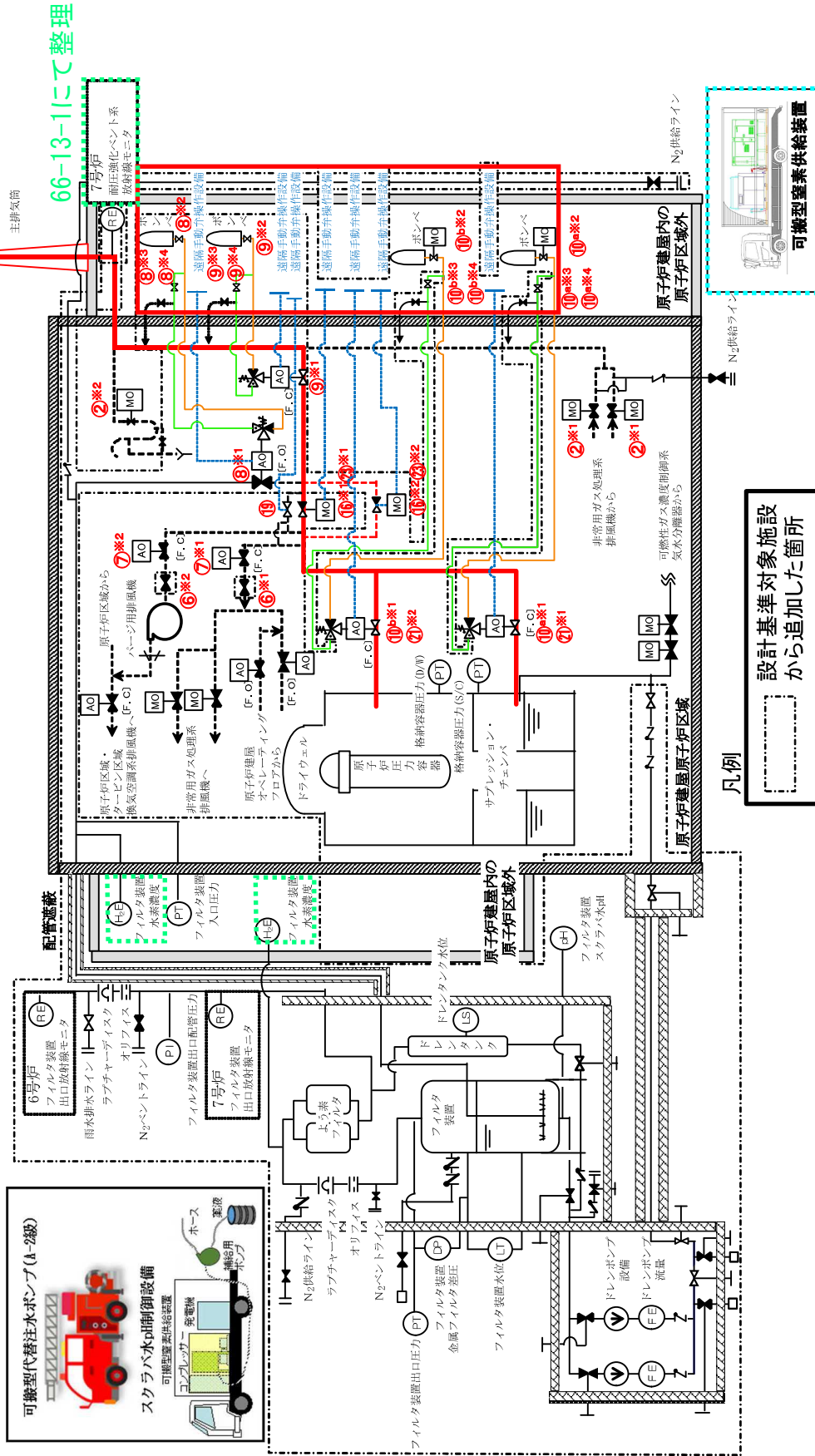
項目3については、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサベランス頻度の考え方に基つき3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。

操作手順	弁名称
⑥※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
⑥※2	非常用ガス処理系出口シール隔離弁
⑥※3	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑥※4	換気空調系第一隔離弁
⑥※5	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑥※6	換気空調系第二隔離弁
⑦	フィルタ装置入口弁操作用空気ポンベ出口弁
⑧	フィルタ装置入口弁
⑨	耐圧強化ベント弁操作用空気ポンベ出口弁
⑩	耐圧強化ベント弁
⑪※1	一次隔離弁(サブレジジョン・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑪※2⑰※1	一次隔離弁(サブレジジョン・チェンバ側)
⑪※1	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑪※2⑰※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑰※1⑰※3	二次隔離弁
⑰※2⑰※4	二次隔離弁バイパス弁
⑳	水素バイパスライン止め弁

第 1.5.23 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (2/2)

遠隔空気駆動弁操作ポンプにより電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給しAO弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-5-2の範囲
赤線、赤枠にて示す



第 1.5.29 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)

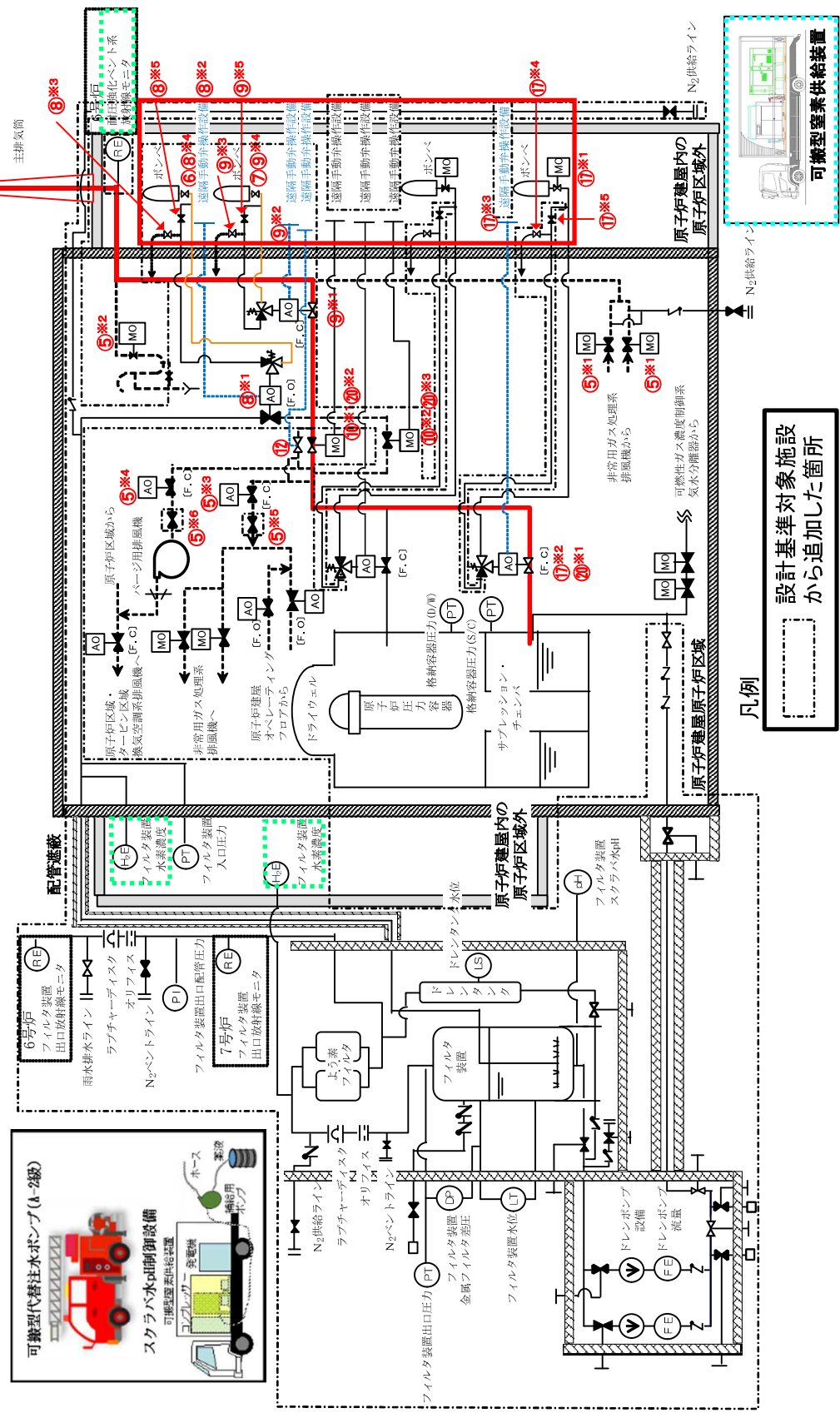
操作手順	弁名称
②※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
②※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑥※1	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑥※2	換気空調系第二隔離弁
⑦※1	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦※2	換気空調系第一隔離弁
⑧※1	フィルタ装置入口弁
⑧※2	フィルタ装置入口弁操作用空気ポンプ出口弁
⑧※3	フィルタ装置入口弁逆操作用空気排気側止め弁
⑧※4	フィルタ装置入口弁操作用空気排気側止め弁
⑨※1	耐圧強化ベント弁
⑨※2	耐圧強化ベント弁操作用空気ポンプ出口弁
⑨※3	耐圧強化ベント弁逆操作用空気排気側止め弁
⑨※4	耐圧強化ベント弁操作用空気排気側止め弁
⑩ ^a ※1 ⑫※1	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)
⑩ ^a ※2	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑩ ^a ※3	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)逆操作用空気排気側止め弁
⑩ ^a ※4	一次隔離弁(サブレッジョン・チェンバ側)操作用空気排気側止め弁
⑩ ^b ※1 ⑫※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑩ ^b ※2	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑩ ^b ※3	一次隔離弁(ドライウエル側)逆操作用空気排気側止め弁
⑩ ^b ※4	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気排気側止め弁
⑬※1 ⑬※2	二次隔離弁
⑬※2 ⑬※2	二次隔離弁バイパス弁
⑰	水素バイパスライン止め弁

第 1.5.29 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（2/2）

遠隔空気駆動弁操作ポンペにより駆動空気を確保し、中央制御室からAO弁を操作した場合の系統状態を示す。

66-5-2の範囲
赤線、赤枠にて示す

66-13-1にて整理



66-5-3にて整理

第 1.9.6 図 耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑤※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)(B)
⑤※2	非常用ガス処理系出口リザーバル隔離弁
⑤※3	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑤※4	換気空調系第一隔離弁
⑤※5	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑤※6	換気空調系第二隔離弁
⑥※4	フィルタ装置入口弁操作用空気ポンペ出口弁
⑦⑧※4	耐圧強化ベント弁操作用空気ポンペ出口弁
⑧※1	フィルタ装置入口弁
⑧※2	フィルタ装置入口弁遠隔手動弁操作設備
⑧※3	フィルタ装置入口弁逆操作用空気排気制止め弁
⑧※5	フィルタ装置入口弁操作用空気排気制止め弁
⑨※1	耐圧強化ベント弁
⑨※2	耐圧強化ベント弁遠隔手動弁操作設備
⑨※3	耐圧強化ベント弁逆操作用空気排気制止め弁
⑨※5	耐圧強化ベント弁操作用空気排気制止め弁
⑩※1⑩※2	二次隔離弁
⑩※2⑩※3	二次隔離弁バイパス弁
⑫	水素バイパスライン止め弁
⑬※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑬※2⑬※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)
⑬※3	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備
⑬※4	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)逆操作用空気排気制止め弁
⑬※5	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気排気制止め弁

第 1.9.6 図 耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図 (2/2)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/4)

技術的能力審査基準 (1.5)	番号	設置許可基準規則 (48条)	技術基準規則 (63条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する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】 発電用原子炉施設には、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必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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必要な設備を施設しなければならない。</p>	③
<p>【解釈】 1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-	<p>【解釈】 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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>【解釈】 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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>(1) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプール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、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク(UHS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	②	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプール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、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプール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、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第65条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	④ ⑤ ⑥ ⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

■ : 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	解釈 対応番号	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
原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	-	-							
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁	既設 新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁	既設 新設							
	遠隔手動弁操作設備	新設							
	遠隔空気駆動弁操作ポンプ	既設 新設							
	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	既設 新設							
	原子炉格納容器 (サブレーション・チェンバ、真空破壊弁を含む)	既設							
	不活性ガス系配管・弁	既設							
	非常用ガス処理系配管・弁	既設							
	主排気筒 (内筒)	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	第二代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
可搬型直流電源設備	新設								
現場操作	遠隔手動弁操作設備	新設	①② ③④ ⑤⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	遠隔空気駆動弁操作ポンプ	既設 新設							
	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	既設 新設							

どちらかが使用可能であれば、
審査基準の要求への適合の維持が可能。

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/2)

技術的能力審査基準 (1.9)	番号	設置許可基準規則 (52条)	技術基準規則 (67条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) BWR a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	② ※1	<p><BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p><BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	⑥ ※1
<p>(2) PWR のうち必要な原子炉 a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p><PWR のうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p><PWR のうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3) BWR 及びPWR 共通 a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p><BWR 及びPWR 共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p><BWR 及びPWR 共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	⑧
		<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑨

- ※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系にて窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。
有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により、事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。
- ※2: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。
- ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/2)

■ : 重大事故等対処設備

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	解釈 対応番号	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
性原子炉格納容器による水素燃焼防止格納活	不活性ガス系 ※2	既設	① ② ⑤ ⑥	性原子炉格納容器による水素燃焼防止格納活	可搬型格納容器窒素供給設備	可搬	8時間	20名	自主対策とする理由は本文参照
	-	-			-				
原子炉格納容器内酸素ガスの排出の圧力逃がし装置等による	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ④ ⑤ ⑦	原子炉可燃性格納容器内制御系による御	可燃性ガス濃度制御系再結合器プロワ	常設	30分	4名	自主対策とする理由は本文参照
	フィルタ装置出口放射線モニタ	新設			可燃性ガス濃度制御系再結合装置	常設			
	フィルタ装置水素濃度	新設			可燃性ガス濃度制御系配管・弁	常設			
	サブプレッション・チェンバ	既設	残留熱除去系		常設				
	耐圧強化ベント系(W/W)	既設	-		-				
	可搬型窒素供給装置	新設	-		-				
	ホース・接続口	新設	-		-				
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	新設	-		-				
フィルタ装置水素濃度	新設	-	-						
酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度(SA)	新設	① ⑤ ⑧	-	-	-	-	-	-
	格納容器内水素濃度	既設		-	-	-	-	-	-
	格納容器内酸素濃度	既設		-	-	-	-	-	-
代替電源への給電必要な	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	代替電源への給電必要な	第二代替交流電源設備	常設	※3	※3	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替交流電源設備	新設			-	-			
	常設代替直流電源設備	新設			-	-			
	可搬型直流電源設備	新設			-	-			
	代替所内電気設備	新設			-	-			

- ※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系にて窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により、事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。
- ※2: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。
- ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

どちらかが使用可能であれば、
審査基準の要求への適合の維持が可能。

とで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉補機冷却系は、通常時は熱交換器ユニット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、原子炉補機冷却系と代替原子炉補機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。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、治具や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。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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。

耐圧強化ベント系は、原子炉停止後約 16 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系は、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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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熱交換器ユニット 1 セット 1 式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 セット 1 台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 式に加えて、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式(6号及び7号炉共用)の合計5式を保管する。大容量送水車(熱交換器ユニット用)の保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4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(6号及び7号炉共用)の合計5台を保管する。

また、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉又は原子炉格納容器内の除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため、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。

5.10.2.4 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。

耐圧強化ベント系は、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。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置することにより、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由した高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器

他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、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。

可搬型窒素供給装置は、治具や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。

可搬型窒素供給装置は、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。

格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、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。

9.5.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、代替循環冷却系を長期使用した際に、原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出し、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十分な排出流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が、想定される重大事故等時の原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する際において、スクラビング効果による放射性物質の低減が可能な水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。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、想定される重大事故等時

に、代替循環冷却系を長期使用した場合であって、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内における水素ガス及び酸素ガスを排出する場合において、水素爆発を防止するため、水素ガス及び酸素ガスを排出する前までに排出経路の空気を窒素に置換するために十分な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は6号及び7号炉共用で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(6号及び7号炉共用)の合計3台を保管する。

格納容器内水素濃度(SA)は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を測定できる設計とする。

9.5.2.4 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。

耐圧強化ベント系は、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。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排

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) 格納容器圧力逃がし装置

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) 耐圧強化ベント系

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

系 統 数	1
系統設計流量	約 15.8kg/s

(3) 代替原子炉補機冷却系

a. 熱交換器ユニット（6号及び7号炉共用）

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
- ・ 使用済燃料プールの冷却等のための設備

数 量 4 式（予備 1）

熱交換器

組 数 1/式

伝熱容量 約 23MW/組（海水温度 30 において）

代替原子炉補機冷却水ポンプ

台 数 2

1

第 9.5 - 1 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の
主要機器仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

a. フィルタ装置

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. よう素フィルタ

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. ラプチャーディスク

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. フィルタ装置水素濃度

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。

e. フィルタ装置出口放射線モニタ

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。

(2) 耐圧強化ベント系

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に記載する。

a. 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。

b. 可搬型窒素供給装置（6号及び7号炉共用）

台 数 2（予備1）

容 量 約 70Nm³/h/台

c. フィルタ装置水素濃度

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。

d. 耐圧強化ベント系放射線モニタ

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。

(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

a. 格納容器内水素濃度（SA）

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。

b. 格納容器内水素濃度

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。

c. 格納容器内酸素濃度

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。

(2) 容器（可搬型）

名 称		遠隔空気駆動弁操作用ポンベ
容 量	L/個	46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	<u>4</u> (予備 4)

【設 定 根 拠】

(概要)

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由して格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（耐圧強化ベント系）として使

K7 ① V-1-1-5-7 R0

用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために設置する。

系統構成は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、以下の機能を有する。

遠隔空気駆動弁操作用ポンベは、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、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置した遠隔空気駆動弁操作用ポンベより、高圧窒素ガスを遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に供給することにより、当該弁を容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

K7 ① V-1-1-5-7 R0

1. 容量

遠隔空気駆動弁操作用ポンペを重大事故等時において使用する場合の容量は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ポンペを使用することから、当該ポンペの容量はメーカーにて定めた容量である 46.7L/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 46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力

遠隔空気駆動弁操作用ポンペを重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるポンペにて実績を有する充填圧力である 14.7MPa とする。

3. 最高使用温度

遠隔空気駆動弁操作用ポンペを重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。

4. 個数

遠隔空気駆動弁操作用ポンペは、重大事故等対処設備として操作対象弁 1 個あたり必要数 1 個*と故障時のバックアップ並びに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 本の 2 本を 1 セットとし、操作対象弁が 4 弁であることから 4 本 (予備 4 本) を保管する。

注記*：重大事故等時に使用する遠隔空気駆動弁操作用ポンペの操作対象弁 1 個あたりの必要数は、操作対象弁を 7 日間開保持するために必要な窒素ガス量及び操作対象弁を必要作動回数分作動させるために必要な窒素量を上回る容量を確保しており、根拠は以下のとおり。

1. 窒素消費量

- ①遠隔空気駆動弁操作用窒素供給配管を重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量 = 851NL
 - ②操作対象弁を開動作するための消費量 = 1607NL
 - ③操作対象弁を 7 日間開保持するための消費量 = 504NL
- 窒素消費量は、上記①～③を合計した 2962NL である。

2. 遠隔空気駆動弁操作用ポンペによる窒素供給量

$$S_b = \frac{P_1 - P_2}{P_N} \times V_b \times M$$

$$= \frac{12.0 - 1.0}{0.1013} \times 46.7 \times M$$

$$= 5071 \times M$$

S_b : ポンベによる供給量[NL/個]

P_1 : プラント通常時の交換管理目安圧力=12.0 MPa[abs]

P_2 : 事故時のポンベ取替目安圧力=1.0 MPa[abs]

P_N : 大気圧=0.1013 MPa[abs]

V_b : ポンベ容量=46.7 L/個

M : 必要ポンベ個数[本]

開保持するために必要な窒素消費量より多い供給量 (S_b) が必要であるため、

$$S_b > 2962$$

上記の関係式より

$$5071 \times M > 2962$$

$$M > 0.59$$

よって、操作対象弁 1 個あたりに必要な窒素ポンベ個数は 0.59 を上回る 1 個とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系について運転上の制限及び措置について以下のように整理を行った。

1. 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁操作作用ポンベについて

66-5-1：格納容器圧力逃がし装置及び 66-5-2：耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁操作作用ポンベ4本は、一次隔離弁（ドライウエル側）、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁に供給するものである。

このうち、一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）はFailure Close (F・C) 設計となっており、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の何れの系統構成にも必要である。

他方、フィルタ装置入口弁はFailure Open (F・O) 設計、耐圧強化ベント弁はF・C 設計となっており、格納容器圧力逃がし装置では、遠隔空気駆動弁操作作用のポンベの空気が無くても系統構成可能で、耐圧強化ベント系の系統構成のみで必要である。

よって、一次隔離弁（ドライウエル側）、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の遠隔空気駆動弁操作作用ポンベの機能が喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系が同時にLCO逸脱となる。

また、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁の遠隔空気駆動弁操作作用ポンベの機能が喪失した場合は、耐圧強化ベント系のLCO逸脱となる。

これらを踏まえ、審査説明資料を以下のとおり修正した。

1. 一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の2弁にて系統構成が可能であるため、66-5-1ではポンベ所要数を2本とし、記載の説明にもその旨追記した。
2. フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁の操作作用ポンベについては流路構成に不要なため、所要数に含めないことを記載の説明に追記した。
3. 一次隔離弁（ドライウエル側）及び一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の操作作用ポンベについて、耐圧強化ベント系の遠隔空気駆動弁用操作ポンベと所要数を兼ねるとの記載に変更した。66-5-2も同様に変更した。
4. 66-5-2で、フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁については操作作用ポンベからの供給がない状態においても格納容器圧力逃がし装置は系統構成が可能であり、動作可能であるとの記載を追記した。
5. 66-5-1のポンベの単位が「個」であったため、66-5-2と統一させて「本」とした。

2. 遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能喪失時の LCO 判断について

(1) 一次隔離弁（ドライウエル側）の遠隔空気駆動弁操作用ポンベが機能喪失の場合

一次隔離弁（ドライウエル側）は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の両者で必要な弁のため、両者の LCO 逸脱を宣言する。

(1-A) 66-5-1：格納容器圧力逃がし装置の要求される措置

A 1、A 2 及び A 3 の要求される措置を行ったうえで、A 4 として 30 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

(1-B) 66-5-2：耐圧強化ベント系の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として 3 日間以内に代替品のポンベを補充し、A 4 として 10 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

⇒ その他の要求される措置を実施したうえで、3 日間以内に代替品のポンベを補充し、10 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧出来なければ、プラントを停止する。

(2) 一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の遠隔空気駆動弁操作用ポンベが機能喪失の場合

(2-A) 66-5-1：格納容器圧力逃がし装置の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として、3 日間以内に一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の代替品のポンベを補充し、耐圧強化ベント系（W/W）が動作可能であること及び代替循環冷却系が動作可能であることを確認し、30 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

(2-B) 66-5-2：耐圧強化ベント系の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として 3 日間以内に代替品のポンベを補充し、A 4 として 10 日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンベの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

- ⇒ その他の要求される措置を実施したうえで、3日間以内に代替品のポンペを補充し、10日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンペの機能を復旧出来なければ、プラントを停止する。

(3) フィルタ装置入口弁及び耐圧強化ベント弁の遠隔空気駆動弁操作用ポンペが機能喪失の場合

- (3-A) 66-5-1：格納容器圧力逃がし装置の要求される措置
格納容器圧力逃がし装置は運転上の制限を満足。

- (3-B) 66-5-2：耐圧強化ベント系の要求される措置

A 1 及び A 2 の要求される措置を行ったうえで、A 3 として3日間以内に代替品のポンペを補充し、A 4 として10日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンペの機能を復旧する。復旧できなければ、プラントを停止する。

- ⇒ その他の要求される措置を実施したうえで、3日間以内に代替品のポンペを補充し、10日間以内に遠隔空気駆動弁操作用ポンペの機能を復旧出来なければ、プラントを停止する。

66-5-1 格納容器圧力逃がし装置 (3) 要求される措置

(3) 要求される措置		
条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合	A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び	
	A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び	
	A 3. 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※15が動作可能であることを確認する※16。	3日間
	及び	
	A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	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	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び	
	B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※13：残りの残留熱除去系 1 系列，非常用ディーゼル発電機 3 台，原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 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。

※14：残りの可燃性ガス濃度制御系 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。

※15：代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系 (W/W) をいう。

※16：「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。

66-5-2 耐圧強化ベント系 (3) 要求される措置

(3) 要求される措置		
条 件	要求される措置	完了時間
A. 耐圧強化ベント系が 動作不能の場合※ ¹¹	A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ¹² とともに、その他の設備※ ¹³ が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※ ¹⁴ が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 3. 当直長は、代替措置※ ¹⁵ 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。	3 日間
	及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	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	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24 時間
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36 時間

※¹¹: 耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているのみならず。

※¹²: 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※¹³: 残りの残留熱除去系 1 系列、非常用ディーゼル発電機 3 台、原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 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。

※¹⁴: 残りの可燃性ガス濃度制御系 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。

※¹⁵: 代替品の補充等をいう。

表 No.	分類 2 (系統)	対応手段				B 設備	γ 設備	C (代替手段)	D (自主対策設備 or 代替品)	LCO の設定	備考
		分類 3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 (技術的能力) 有効性評価※→【 】 ※事象発生からの時間	主な用途 (手順概要)	格納容器圧力逃がし装置 (W/W)						
66-5-1	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5	RHR 故障時に、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (γ レジジョン・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系 (W/W) (B 設備を準用) (55 分)	-	1.5.1.7.1.9 より保安規定第 66 条に LCO を設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。 LCO 対象範囲は、ベントライン並びにドレン移送ポンプ、遠隔操作設備等の付帯設備とする。	1.5.1.7.1.9 については、主要な設備が兼用され、これら 3 条の要求を一括りにして、SA 条文の表タイトル (分類 1) を構成することとする。 1.7 では、技術的能力にて耐圧強化ベントの評価を実施していないため、B 設備には該当しない。	
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する	-	残留熱除去系 (γ レジジョン・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系 (540 分)	-	スクラバ水補給のために使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、表 66-19-1 の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) において、LCO を設定する。		
		現場操作 (格納容器圧力逃がし装置)	1.5	SBO 及び RHR 使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (γ レジジョン・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系 (W/W) (B 設備を準用) (55 分)	-	-		
66-5-2	耐圧強化ベント系	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器圧力逃がし装置により排出する	耐圧強化ベント系 (W/W)	残留熱除去系 (γ レジジョン・チェンバ・プール冷却モード) 可燃性ガス濃度制御系	耐圧強化ベント系 (W/W) (B 設備を準用) (60 分)	-	スクラバ水補給のために使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、表 66-19-1 の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) において、LCO を設定する。	【γ 設備】 1.5 は、発生した熱を最終ヒートシンクへ導く設備の評価であるため、γ レジジョン・チェンバ・プール冷却モードについてモータ設備とする。	
		現場操作 (格納容器圧力逃がし装置)	1.7	SBO による格納容器圧力逃がし装置の隔離弁動作不能時に、遠隔手動操作弁の現場操作により原子炉格納容器の過圧破損を防止する	-	残留熱除去系 (γ レジジョン・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系 (540 分)	-	1.5.1.9 より保安規定第 66 条に LCO を設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。 LCO 対象範囲は、ベントライン並びに遠隔手動設備等の付帯設備とする。		
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5	RHR 故障時に、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (γ レジジョン・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	-	代替品 (ポンペ)	格納容器圧力逃がし装置によることから、格納容器圧力逃がし装置が動作可能な場合は機能喪失しても LCO 逸脱とはみみなさない。		
66-5-2	耐圧強化ベント系	現場操作 (耐圧強化ベント系)	1.5	SBO 及び RHR 使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (γ レジジョン・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	-	代替品 (ポンペ)	格納容器圧力逃がし装置によることから、格納容器圧力逃がし装置が動作可能な場合は機能喪失しても LCO 逸脱とはみみなさない。	以上	
		耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを耐圧強化ベント系により排出する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (γ レジジョン・チェンバ・プール冷却モード) 可燃性ガス濃度制御系	-	代替品 (ポンペ)			

保安規定第 6 6 条

- 表 6 6 - 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」
6 6 - 5 - 4 「代替原子炉補機冷却系」

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 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 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) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

添付-3 自主対策設備に関する説明

- (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 (タイムチャート)

66-5-4 代替原子炉補機冷却系 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系2系列 ^{※1} が動作可能であること ^{※2※3}

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)	1台×2 ^{※4}
起動	熱交換器ユニット	1式×2 ^{※4※5}
高温停止	可搬型代替交流電源設備	※6
低温停止	常設代替交流電源設備	※7
燃料交換	燃料補給設備	※8

※1：1系列とは、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 1台、熱交換器ユニット1式及びホースをいう。

※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系のA系及びB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、電動弁及び接続口を含む。

なお、動作可能であるべき原子炉補機冷却系 (接続口を含む) は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、A系及びB系の計2系列、原子炉の状態が低温停止及び燃料交換においては、A系又はB系どちらか1系列とする。

※3：原子炉補機冷却系のB系の冷却ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」と兼ねる。当該系統が動作不能時は、運転上の制限も確認する。

また、運転上の制限を満足しない場合は、「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」及び「第53条 非常用ディーゼル発電設備冷却系」の運転上の制限も確認する。

※4：大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 及び熱交換器ユニットは、荒浜側及び大湊側に1セットずつ分散配置されていること。

※5：代替原子炉補機冷却水ポンプを含む。

※6：「66-12-2 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：「66-12-1 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。

※8：「66-12-7 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代替原子炉補機冷却系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 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故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、必要な手順等を定めること。

熱交換器ユニットを接続する原子炉補機冷却系の流路について、原子炉の状態が「運転、起動、高温停止」においてはA系・B系共に必要だが、「低温停止、燃料交換」においては、A系またはB系どちらかが使用可能であればよい。

④ 代替原子炉補機冷却系は、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及び使用済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、低温停止及び燃料交換」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 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 及び熱交換器ユニットは、それぞれ1セット1台又は1式で必要なポンプ容量及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台又は2式とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 熱交換器ユニット (P27-D2000, D3000, D4000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・流量が $650 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上で揚程が 6.5 m 以上。 ・流量が $680 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上で揚程が 5.6 m 以上。 ・流量が $700 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上で揚程が 5.3 m 以上。 	2年に1回	原子炉GM
2. 熱交換器ユニット (P27-D1000, D5000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・流量が $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 以上で揚程が $\square \text{ m}$ 以上。 ・流量が $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 以上で揚程が $\square \text{ m}$ 以上。 ・流量が $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 以上で揚程が $\square \text{ m}$ 以上。 	2年に1回	原子炉GM
3. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の流量が $1100 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上で吐出圧力が 0.61 MPa 以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM
4. 原子炉補機冷却水系における常用冷却水供給側分離弁及び常用冷却水戻り側分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。	定検停止時	当直長
5. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM
6. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM
7. 原子炉補機冷却水系における残留熱除去系熱交換器冷却水止め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ヶ月に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 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ランス頻度の考え方に基つき、熱交換器ユニットについては2年に1回、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) については1年に1回性能確認を実施する。

確認する流量及び揚程 (吐出圧力) は、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 4, 5, 6, 7 が該当。

項目 4 は、プラント運転中に当該弁を閉すると下流側 (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 5, 6 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ランス頻度の考え方に基つき3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。

項目 7 は、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、動作確認を実施する。

保安規定 第66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	
		B. 動作可能な代替原子炉補機冷却水系が1系列未満の場合	速やかに	
		C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	速やかに	
		D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	速やかに	
運転 起 高温停止				
		<p>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*9とともに、その他の設備*10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備*11が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>B2. 2. 当直長は、代替措置*12を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>B3. 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>C1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する*9とともに、その他の設備*13が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>C2. 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>D1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。</p> <p>及び</p> <p>D2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する*9とともに、その他の設備*13が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>D3. 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>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> <p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>10日間</p>	
		<p>【要求される措置Cの考え方】</p> <p>原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が故障した場合は、要求される措置A1. 又は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（残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系）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。</p> <p>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2系列（原子炉補機冷却海水系及び非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>C2. 当該システムを復旧する。完了時間は保安規定第52条（残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系）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。</p> <p>D1. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁は、代替循環冷却系に使用することから原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合、“速やかに”代替循環冷却系を動作不能とみなす。</p> <p>D2. C1. と同様。</p> <p>D3. C2. と同様。</p>	<p>B1. A1. と同様。</p> <p>B2. 1. A2. 1. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。</p> <p>B2. 2. A2. 2. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。</p> <p>B3. A3. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p>	

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
運転起高停止	E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、高温停止にする。 及び E 2. 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. 動作可能な代替原子炉補機冷却水系が2系列未満の場合 又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A 1. 当直長は、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。 及び A 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。 又は A 2. 2. 当直長は、代替措置※12を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに 速やかに

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※10：残りの原子炉補機冷却水系2系列、原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3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。

※11：大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ（移動式変圧器を含む）にて海水直接通水を行う除熱をいう。

※12：代替品の補充等。

※13：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び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。

E 1., E 2. 既保安規定と同様の設定とする。

【低温停止及び燃料交換】

A 1. 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。

A 2. 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。

A 2. 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“速やかに”実施する。

操作手順	弁名称
1	常用冷却水供給側分離弁(A)
2	常用冷却水戻り側分離弁(A)
3	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁
4	非常用ディーゼル発電機(A)冷却水出口弁(A)
5	非常用ディーゼル発電機(A)冷却水出口弁(D)
1	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁
2	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁
3	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁
4	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁
5	原子炉補機冷却水系熱交換器(A)冷却水出口弁
6	原子炉補機冷却水系熱交換器(D)冷却水出口弁
7	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁
8	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁
1	原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口弁
2	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁
3	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口弁
4	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁
5	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁
6	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁
7	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)入口弁
8	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁
9	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
10	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
11	格納容器雰囲気モニタラック(A)入口弁
12	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁
13	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水入口弁
14	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁
15	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水入口弁
16	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)入口弁
17	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁

第 1.5.32 図 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

とで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉補機冷却系は、通常時は熱交換器ユニット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、原子炉補機冷却系と代替原子炉補機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。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、治具や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。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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。

耐圧強化ベント系は、原子炉停止後約 16 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系は、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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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熱交換器ユニット 1 セット 1 式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 セット 1 台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 式に加えて、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式(6号及び7号炉共用)の合計5式を保管する。大容量送水車(熱交換器ユニット用)の保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4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(6号及び7号炉共用)の合計5台を保管する。

また、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉又は原子炉格納容器内の除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため、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。

5.10.2.4 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。

耐圧強化ベント系は、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。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置することにより、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由した高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器

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) 格納容器圧力逃がし装置

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) 耐圧強化ベント系

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

系 統 数	1
系統設計流量	約 15.8kg/s

(3) 代替原子炉補機冷却系

a. 熱交換器ユニット（6号及び7号炉共用）

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
- ・ 使用済燃料プールの冷却等のための設備

数 量	4 式（予備 1）
熱交換器	
組 数	1/式
伝熱容量	約 23MW/組（海水温度 30 において）

代替原子炉補機冷却水ポンプ

台 数	2
	1

容 量	約 300m ³ /h/台
-----	--------------------------

	約 600m ³ /h/台
--	--------------------------

全 揚 程	約 75m
-------	-------

b. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用）

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
- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備

台 数	4（予備1）
-----	--------

容 量	約 900m ³ /h/台
-----	--------------------------

吐出圧力	1.25MPa[gage]
------	---------------

6.2.2 ポンプ

名 称		<u>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ</u> (6, 7号機共用)		
		<u>P27-D2000</u>	<u>P27-D3000</u>	<u>P27-D4000</u>
容 量	m ³ /h/個	<u>325 以上, 350 以上, 340 以上</u> (300)		
揚 程	m	<u>65 以上, 53 以上, 56 以上</u> (75)		
最高使用圧力	MPa	1.37		
最高使用温度	℃	70		
原 動 機 出 力	kW/個	110		
個 数	—	2	2	2
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>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（代替原子炉補機冷却系）として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）は、以下の機能を有する。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）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。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、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。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）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設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵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熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系の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。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）は、炉心</p>				

① K7 V-1-1-5-3 R0

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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、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。

1. 容量

1.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）使用時の容量 325m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- | | |
|---------------------|-------------------------|
| ① 残留熱除去系熱交換器(A) | : 約470m ³ /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) | : 約150m ³ /h |
| ③ 補機等 | : 約 30m ³ /h |
| | ・ 残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 |
| | ・ 残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器 |
| | ・ 残留熱除去系ポンプ(A)室空調機 |
| | ・ 格納容器内ガス冷却器(A) |
| ④ 合計: | : 650m ³ /h |

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）で使用する場合に必要なが流量が650m³/hであるため、325m³/h/個以上とする。

1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）使用時の容量 350m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- | | |
|---------------------|--------------------------|
| ① 残留熱除去系熱交換器(B) | : 約 470m ³ /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) | : 約 150m ³ /h |
| ③ 補機等 | : 約 80m ³ /h |
| | ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 |
| | ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 |
| | ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 |
| | ・ 格納容器内ガス冷却器(B) |

④ 合計 : 700m³/h

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合に必要な流量が700m³/hであるため、350m³/h/個以上とする。

1.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) 使用時の容量 340m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- ① 残留熱除去系熱交換器(B) : 約 470m³/h
 ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : 約 150m³/h
 ③ 補機等 : 約 60m³/h

- ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器
- ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器
- ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機
- ・ 格納容器内ガス冷却器(B)

④ 合計 : 680m³/h

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合に必要な流量が680m³/hであるため340m³/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300m³/h/個とする。

2. 揚程

2.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) 使用時の揚程 65m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合は、下記を考慮する。

- ① 配管・機器圧力損失 : 64.2m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合は、64.2mを上回る65m以上とする。

2.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の揚程 53m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失：52.7m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の揚程は、52.7mを上回る53m以上とする。

2.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) 使用時の揚程 56m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失：55.3m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合の揚程は、55.3mを上回る56m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。

3. 最高使用圧力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、静水頭0.23MPaと熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の締切運転時の揚程0.89MPaの合計が1.12MPa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

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉補機冷却水系の最高使用温度を考慮して70℃とする。

5. 原動機出力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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。

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

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

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

(引用文献：日本工業規格 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)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 300/3600

H : 揚程(m) = 75

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

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

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) 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

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) (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 個を車両毎に設置する。

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

名 称		<u>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ</u>	
		<u>P27-D1000</u>	<u>P27-D5000</u>
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)	
揚 程	m	<input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)	
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/個	210	
個 数	—	1	1
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時、原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）は、以下の機能を有する。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）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。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、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。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）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設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵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熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系の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。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）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</p>			

K7 ① V-1-1-5-3 R0

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、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。

1. 容量

1.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）使用時の容量 m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必要の冷却水を同時に供給できる容量とする。

- | | |
|---------------------|--|
| ① 残留熱除去系熱交換器(A) | : 約 <input type="text"/> m ³ /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) | : 約 <input type="text"/> m ³ /h |
| ③ 補機等 | : 約 <input type="text"/> m ³ /h |
| | <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(A)室空調機 ・ 格納容器内ガス冷却器 |
| ④ 合計 | : <input type="text"/> m ³ /h |

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）で使用する場合は m³/h/個以上とする。

1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）使用時の容量 m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要の冷却水を同時に供給できる容量とする。

- | | |
|---------------------|--|
| ① 残留熱除去系熱交換器(B) | : 約 <input type="text"/> m ³ /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) | : 約 <input type="text"/> m ³ /h |
| ③ 補機等 | : 約 <input type="text"/> m ³ /h |
| | <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 ・ 格納容器内ガス冷却器 |
| ④ 合計: | : <input type="text"/> m ³ /h |

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合は、 \square m³/h/個以上とする。

1.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) 使用時の容量 \square m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- ① 残留熱除去系熱交換器(B) : 約 \square m³/h
 ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : 約 \square m³/h
 ③ 補機等 : 約 \square m³/h
- ・ 残留熱除去系ポンプ(B) メカシール冷却器
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(B) モータ軸受冷却器
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(B) 室空調機
 - ・ 格納容器内ガス冷却器
- ④ 合計 : \square m³/h

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合は、 \square m³/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 \square m³/h/個とする。

2. 揚程

2.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) 使用時の揚程 \square m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合は、下記を考慮する。

- ① 配管・機器圧力損失 : \square m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合は、 \square mを上回る \square m以上とする。

2.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の揚程 \square m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合は、下

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失： m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)
を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の揚程は、 mを上回
る m以上とする。

2.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) 使用時の揚程 m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失： m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000)
を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合の揚程は、 mを上回
る m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。

3. 最高使用圧力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、静水頭 MPaと熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) の締切運転時の揚程 MPaの合計が MPa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

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において使用する場合の温度は、原子炉補機冷却水系の最高使用温度を考慮して70℃とする。

5. 原動機出力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) 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決定する。

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

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

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

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = / 3600

H : 揚程 (m) =

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

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

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) の原動機出力は、軸動力 kW を上回る出力とし、210kW/個とする。

6. 個数

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) (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 1 個を車両毎に設置する。

K7 ① V-1-1-5-3 R0

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

名 称		<u>大容量送水車 (熱交換器ユニット用)</u> (6, 7 号機共用)		
容 量	m ³ /h/個			
吐 出 圧 力	MPa			
最高使用圧力	MPa			
最高使用温度	℃			
原 動 機 出 力	kW/個			
個 数	—	4(予備 1)		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>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（代替原子炉補機冷却系）として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）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。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系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、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、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。</p> <p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）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。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵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熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系の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。</p>				

K7 ① V-1-1-5-3 R0

大容量送水車（熱交換器ユニット用）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破損を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、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。

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（原子炉建屋放水設備）として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

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、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋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屋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（原子炉建屋放水設備）として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

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、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災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、大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び泡原液混合装置により海水と泡消火薬剤を混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋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屋に向けて放水できる設計とする。

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として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、海を水源とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を經由し、復水貯蔵槽への水の供給、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並びに使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水ができる設計とする。

1. 容量

1.1 代替原子炉補機冷却系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の送水先である熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系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 48 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、代替原子炉補機冷却系熱交換器が原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が m³/h であることから、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は m³/h/個以上とする。

なお、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を上記の容量で設定することで、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事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッションチェンバプール水冷却モード運転を行った場合、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、上記の使用方法と同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料貯蔵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。

1.2 原子炉建屋放水設備として使用する場合の容量 m³/h/個以上

大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等時において使用する場合の容量は、原子炉建屋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容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の容量は、 m³/h で放水することにより原子炉建屋屋上へ網羅的な放水が可能であることを確認している。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために必要となる大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量についても、 m³/h で放水することにより原子炉建屋屋上へ網羅的な放水が可能であることを確認している。

以上より、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、 m³/h/個以上とする。

1.3 水の供給設備として使用する場合の容量 m³/h/個以上

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の送水先である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）からの最大送水流量を上回る容量を基に設定する。

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の送水先である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からの送水流量が最大となるのは、使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系として使用する場合であり、6,7号機同時注水する場合の送水流量は294m³/h（号機当り147m³/h）であるため、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、294m³/hを上回る m³/h/個以上とする。

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 m³/h/個とする。

2. 吐出圧力

2.1 代替原子炉補機冷却系として使用する場合の吐出圧力 MPa 以上

代替原子炉補機冷却系として使用する場合の大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、海水を熱交換器ユニットに移送するときの水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差		<input type="text"/>	MPa
静水頭		<input type="text"/>	MPa
機器圧損		<input type="text"/>	MPa
配管・ホース及び弁類圧損		<input type="text"/>	MPa
合計		<input type="text"/>	MPa

以上より、代替原子炉補機冷却系として使用する場合の大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は MPa 以上とする。

2.2 原子炉建屋放水設備として使用する場合の吐出圧力 MPa 以上

原子炉建屋放水設備として使用する場合の大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、放水砲吐出端における必要圧力、静水頭、機器類圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

放水砲吐出端における必要圧力	約	<input type="text"/>	MPa
静水頭	約	<input type="text"/>	MPa
機器類圧損	約	<input type="text"/>	MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/>	MPa
合計	約	<input type="text"/>	MPa

以上より、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は MPa 以上とする。

2.3 水の供給設備として使用する場合の吐出圧力 MPa 以上

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2級）

K7 ① V-1-1-5-3 R0

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

に移送するときの水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，機器圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差		MPa
静水頭		MPa
ホース圧損		MPa
機器圧損		MPa
合計		MPa

以上より，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は MPa 以上とする。

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 MPa とする。

3. 最高使用圧力

大容量送水車（熱交換器ユニット用）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

大容量送水車（熱交換器ユニット用）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）において有効性を確認している海水の温度 30℃を上回る °C とする。

5. 原動機出力

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の原動機出力は，定格流量である 1500m³/h 時の軸動力を基に設定する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の流量が 1500m³/h，吐出圧力が 1.2MPa，その時の当該ポンプの必要軸動力は 602kW となる。

以上より，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の原動機出力は kW/個 とする。

6. 個数

大容量送水車（熱交換器ユニット用）（原動機含む。）は，重大事故等対処設備として熱交換器ユニットに海水を送水するために必要な個数である 6, 7 号機で合計 2 セット 4 個並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（原子炉格納設備のうち圧力低減設備その他の安全設備（原子炉建屋放水設備）の大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6, 7 号機共用）及び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）の大容量送水車（海水取水用）と兼用）を保管する。

K7 ① V-1-1-5-3 R0

代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。
また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により、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。あわせて、その理由を示す。

- ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ（移動式変圧器を含む）

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、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）と併せて使用することで最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備

		経過時間 (時)										備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		
手順の項目	大容量送水車(熱交換器ユニット用) 又は 代替原子炉補機冷却海水ポンプ による補機冷却水確保 (大容量送水車(熱交換器ユニット 用)の場合)	要員(数)	大容量送水車(熱交換器ユニット用)による補機冷却水確保 300分										
		中央制御室運転員A, B	通信連絡設備準備, 系統構成										
		現場運転員C, D	移動, 電源確保 系統構成										
		緊急時対策要員	大容量送水車(熱交換器ユニット用)他移動 ホース接続 補機冷却水の供給, 流量調整										
手順の項目	大容量送水車(熱交換器ユニット用) 又は 代替原子炉補機冷却海水ポンプ による補機冷却水確保 (代替原子炉補機冷却海水ポンプの 場合)	要員(数)	代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保 420分										
		中央制御室運転員A, B	通信連絡設備準備, 系統構成										
		現場運転員C, D	移動, 電源確保 系統構成										
		緊急時対策要員	代替原子炉補機冷却海水ポンプ他移動 ホース接続 補機冷却水の供給, 流量調整										

第 1.5.35 図 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる

補機冷却水確保 タイムチャート

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 8 「水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための設備」

6 6 - 8 - 1 「静的触媒式水素再結合器」

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) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

添付-3 自主対策設備に関する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1

表66-8 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

66-8-1 静的触媒式水素再結合器 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器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
運転起動 高温停止 低温停止 燃料交換 ^{※1}	静的触媒式水素再結合器	56個
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※2

※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

※2：「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」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. 静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換 ^{※3} において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に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

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再結合器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屋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屋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 静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、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屋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及び使用済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、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プールの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、燃料プールの代替注水系により使用済燃料プールの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、低温停止及び燃料交換（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又は（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 静的触媒式水素再結合器は、原子炉格納容器からの水素ガス漏えい量を想定し、56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。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の定期検査時の確認事項は、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。

「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ランス頻度の考え方にに基づき常設設備は1ヶ月に1回、外観点検にて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. 動作可能な静的触媒式水素再結合物が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、低圧注水系2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、その他設備*5が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備*6が動作可能であることを確認する。 及び 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
	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。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

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。
静的触媒式水素再結合物及び静的触媒式水素再結合物動作監視装置は、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、起動及び高温停止】

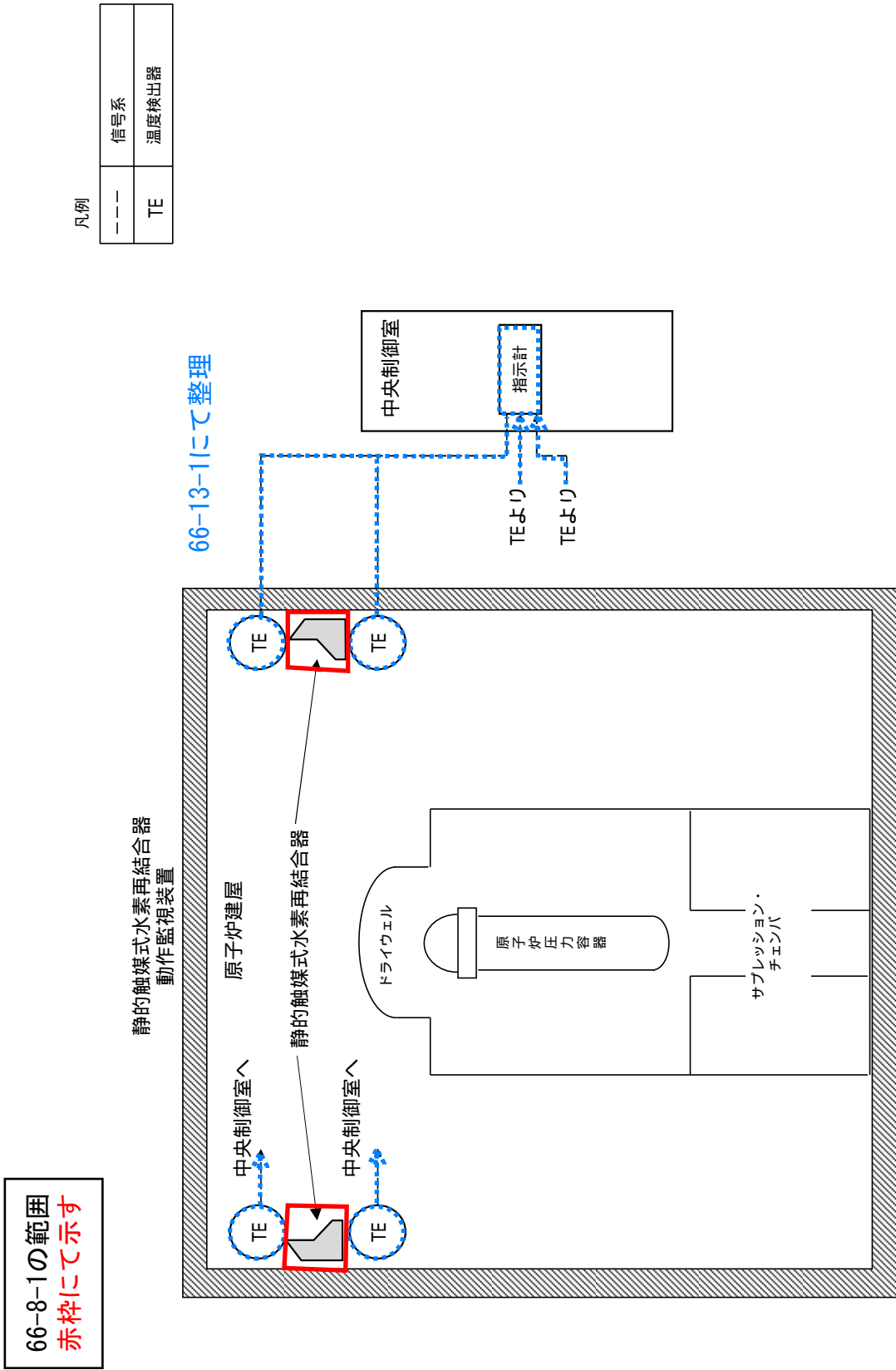
A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、静的触媒式水素再結合物は重大事故等緩和設備のため、もとの設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、静的触媒式水素再結合物に期待する機能である「炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する」ことの前段階である炉心損傷防止の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には低圧注水系が動作可能であることを“速やかに”確認する。

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(原子炉建屋トップベント)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屋等の損傷を防止する観点から、原子炉建屋トップベントを開放し、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止できるため、静的触媒式水素再結合物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規定とする。



第9.6-2図 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系統概要図
(静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制)

に示す。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

9.6.2.2 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。

静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋オペレーティングフロア壁面近傍に設置し、他の設備と独立して作動する設計とするとともに、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、他の設備と電氣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。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器内の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素再結合器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。

静的触媒式水素再結合器は、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 1,600kg）が，原子炉格納容器の設計圧力の 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，原子炉建屋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，静的触媒式水素再結合器は，原子炉建屋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。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管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，原子炉建屋内の水素濃度を測定できる設計とする。また，原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋オペレーティングフロア以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアにも設置し，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。

静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，原子炉区域内に設置し，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。

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

(1) 静的触媒式水素再結合器

種	類	触媒反応式
個	数	56
水素処理容量	約 0.25kg/h/個 (水素濃度 4.0vol% , 100 , 大気圧において)	

(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

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) 原子炉建屋水素濃度

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。

容量設定根拠
 関連箇所を赤枠にて示す

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

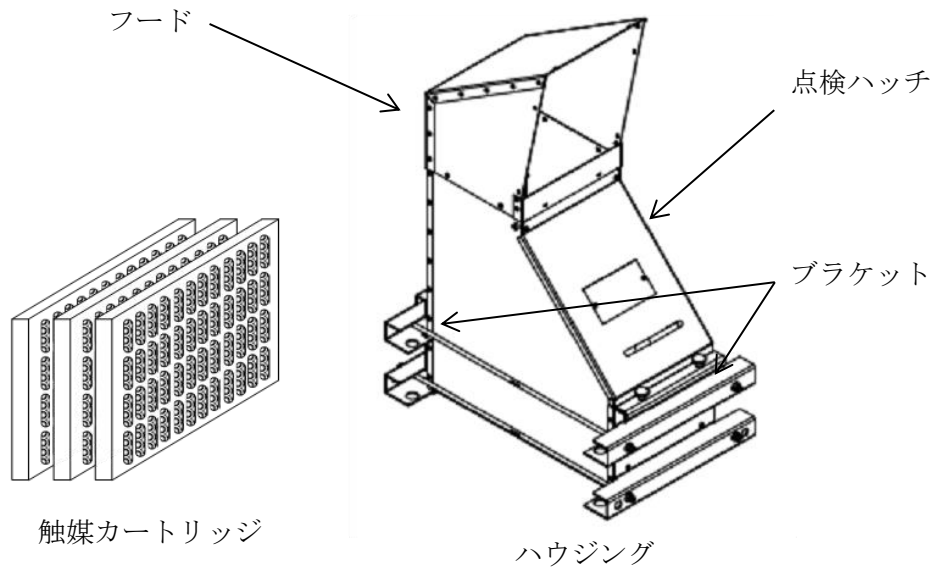


図 2-1 PAR の概要図

2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は、事故シナリオに依存するが、有効性評価結果（炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で、原子炉格納容器圧力・温度が高い値で推移し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素の漏えい量が多くなる「格納容器過圧・過温破損シナリオ」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で、更に過酷な条件を想定して、PAR の設計を実施する。

(1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、表 2-2 に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

K7 ① V-1-8-2 別添 1 R0

表 2-2 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	設計条件	(参考) 有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
水素発生量	約 1600kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約 600kg (AFC 約 39%相当)
格納容器漏えい率	10%/day	約 1.0%/day : AEC 式 (2Pd 時)

a. 水素発生量(AFC 100%)について

有効性評価シナリオ (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) における水素発生量は、約 600kg (AFC 約 39%相当の水素発生量) であるが、更に過酷な条件として、約 1600 kg (AFC100%相当) が発生するものとして PAR を設計する。

b. 格納容器漏えい率について

重大事故時で原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率は、以下の AEC(Atomic Energy Commission)の式から設定する。重大事故時は、原子炉格納容器圧力が設計圧力の 2 倍 (以下「2Pd」という。) を超えないように運用するため、2Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として 200 °C, 2Pd, AFC100 %相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成 (水素 33vol%, 窒素 21vol%, 水蒸気 46vol%) を踏まえ、AEC の式から約 1.0%/day となる。この値は、有効性評価結果を包含した条件であるが、更に過酷な条件として 10%/day の漏えい率を仮定し、PAR を設計する。

(AEC の式)

$$L = L_0 \times \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_b - P_a) \times R_b \times T_b}}$$

- L : 格納容器漏えい率
- L₀ : 設計漏えい率
- P_t : 格納容器内圧力
- P_a : 格納容器外圧力
- P_b : 格納容器設計圧力
- R_t : 事故時の気体定数
- R_b : 空気の気体定数
- T_t : 格納容器内温度
- T_b : 格納容器設計温度

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2-3 に示す。

表 2-3 PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
PAR 設置基数	56 基
設置箇所	原子炉建屋地上 4 階 (原子炉建屋オペレーティングフロア)

(1) 水素処理容量について

PAR の水素処理容量は、以下の基本性能評価式によって表される。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots \text{式 (2.1)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 基当たり)]

A : 定数

C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [10^5 Pa]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [—]

式 (2.1) は、メーカーによる開発試験を通じて、温度、圧力、水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり、水素処理容量は、単位時間当たり PAR 内部を通過し、酸素と結合し水蒸気になる水素の重量を示している。

スケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数 (88 枚) に対して、実機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は、11 枚であり、スケールファクタは、「11/88 (= 0.125)」となる。

これらに表 2-4 の条件を設定し、PAR の水素処理容量は、0.250kg/h (1 基当たり) (水素濃度 4vol%, 大気圧, 100°C) とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2-4 水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。
圧力 P	重大事故時の原子炉建屋原子炉区域内の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 ($1.01325 \times 10^5 Pa$) とする。
温度 T	保守的に 100℃ (373.15K) とする。

(2) PAR 設置基数

PAR の実機設計においては、PAR の設置環境を踏まえ、式 (2.1) に反応阻害物質ファクタ ($F_{inhibit}$) を乗じた式 (2.2) を用いる。

反応阻害物質ファクタとは、重大事故時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機の実機設計における水素処理容量は、PAR の水素処理容量 0.250kg/h (1 基当たり) に 0.5 を乗じた 0.125kg/h (1 基当たり) とする。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \dots\dots\dots \text{式 (2.2)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 基当たり)]

A : 定数

C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [$10^5 Pa$]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [=0.125]

$F_{inhibit}$: 反応阻害物質ファクタ [=0.5]

これに表 2-2 で設定した PAR 設計条件を踏まえ、PAR の必要基数 54 基以上に余裕を見込み 56 基設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要基数} &= \text{水素発生量} \times \text{格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量} \\ &= 1600 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.125 \text{ [kg/h (1 基当たり)]} \\ &= 53.3 \text{ [基]} \end{aligned}$$

K7 ① V-1-8-2 別添 1 R0

自主対策設備に関する説明
 関連箇所を赤枠にて示す

(c) 水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止

・ 原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出

原子炉建屋内に水素ガスが漏えいし、原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋トップベントを開放し、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉建屋トップベント
- ・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ 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屋等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置、原子炉建屋原子炉区域、原子炉建屋水素濃度、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止することができる。

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

- ・原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系，サプレッションプール浄化系）

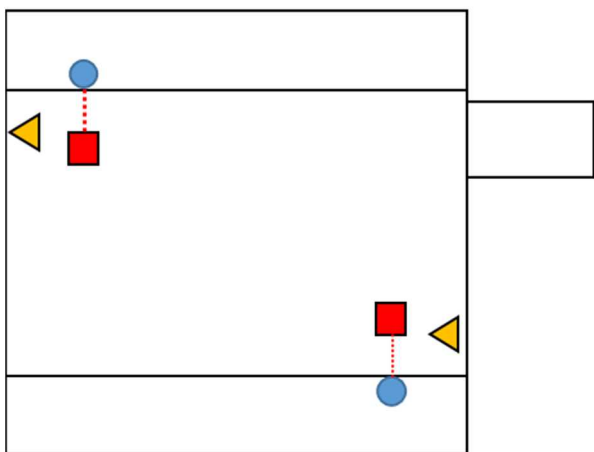
原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが，原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより，原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制できることから有効である。

- ・原子炉建屋トップベント

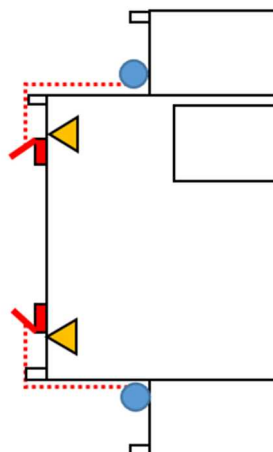
原子炉建屋オペレーティングフロア天井部を開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが，仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合において，水素ガスを排出することで原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。



7号炉原子炉建屋屋上[平面図]



7号炉原子炉建屋[断面図]

第 1.10.7 図 原子炉建屋トップベント 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					備考
		10	20	30	40	50	
原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	中央制御室運転員 A	1					原子炉建屋トップベント 55分 ▽
	緊急時対策要員	3					原子炉建屋トップベント開放 ↑

第 1.10.8 図 原子炉建屋トップベント タイムチャート

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 8 「水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための設備」

6 6 - 8 - 2 「原子炉建屋内の水素濃度監視」

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 S A 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)

<p>66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視 ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1"> <tr> <td>項目 ②</td> <td>運転上の制限 ③</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内の水素濃度監視</td> <td>原子炉建屋内水素濃度監視設備が動作可能であること</td> </tr> </table>	項目 ②	運転上の制限 ③	原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度監視設備が動作可能であること	<p>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。</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においても維持できるよう、原子炉建屋内水素濃度監視設備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))</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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屋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屋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。 					
項目 ②	運転上の制限 ③									
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度監視設備が動作可能であること									
<table border="1"> <tr> <td>適用される原子炉の状態④</td> <td>設備 ⑤</td> <td>動作可能であるべきチャンネル数⑥</td> </tr> <tr> <td>運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※1</td> <td>原子炉建屋水素濃度</td> <td>8</td> </tr> </table>	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 低温停止 燃料交換※1	原子炉建屋水素濃度	8	<p>④ 原子炉建屋内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屋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及び使用済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、かつプールの水位が開の場合は、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、かつプールの水位が開の場合は、燃料プール代替注水系により使用済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、低温停止及び燃料交換 (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開の場合又は (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が開の場合」とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))</p>			
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 低温停止 燃料交換※1	原子炉建屋水素濃度	8								
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> <tr> <td>1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※1において、動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>2. チャンネル校正を実施する。</td> <td>定検停止時</td> <td>計測制御GM</td> </tr> </table>	項目 ⑦	頻度	担当	1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※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ヶ月に1回	当直長	2. チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM	<p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近に2チャンネル、非常用ガス処理系吸込配管付近に1チャンネル及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8チャンネル設置され、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計としている。(添付-1, 2)</p> <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>
項目 ⑦	頻度	担当								
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※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ヶ月に1回	当直長								
2. チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM								
<p>※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(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開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が開の場合</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2が該当。 定期検査時の確認事項は、保安規定第27条 (計測及び制御設備) の各チャンネルと同様、校正を行う。</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</p>									

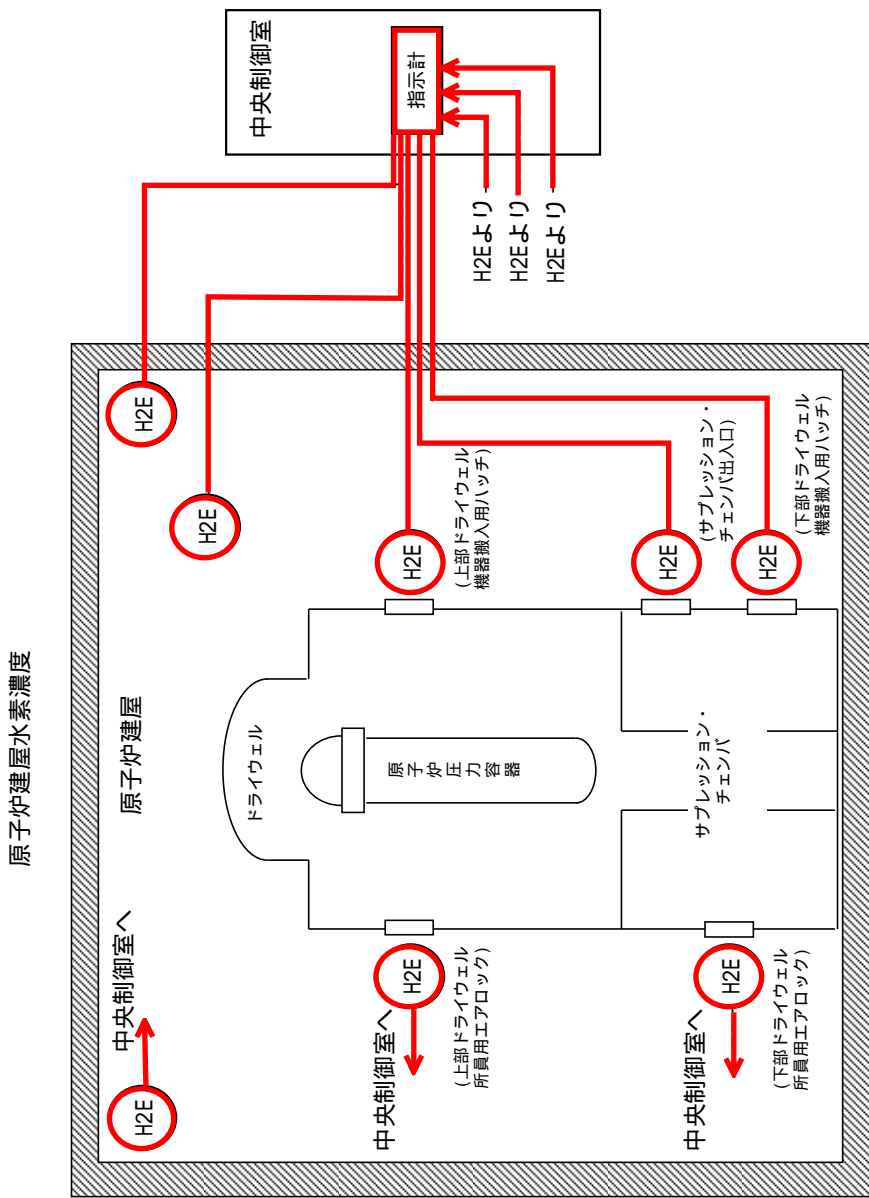
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な原子炉建屋内水素濃度監視設備が所要数を満足していない場合 B. 原子炉建屋燃料取替床の原子炉建屋内水素濃度監視設備3チャンネル動作不能の場合 又は 原子炉建屋内水素濃度監視設備がすべて動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、他チャンネルの原子炉建屋内水素濃度監視装置が動作可能であることを確認する。 又は A 1. 2. 当直長は、静的触媒式水素再結合物器動作監視装置が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 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。 B 1. 当直長は格納容器内水素濃度監視装置が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 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。 C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする A 1. 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 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屋内水素濃度監視設備が所要数を満足していない場合			
<p>※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</p>				
<p>器との差異の有無等の確認)を行う。 頻度については、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度に合わせるものとし、1ヶ月に1回とする。</p> <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。 原子炉建屋内水素濃度監視設備は、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設定する。</p> <p>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「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」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屋内水素濃度監視設備、代替パラメータに静的触媒式水素再結合物器動作監視装置が設定されているため、「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」と同様の設定としている。</p> <p>【運転、起動及び高温停止】 A 1. 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) A 1. 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再結合物器動作監視装置が動作可能であることを“速やかに”確認する。(添付-3) A 2. 当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」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を又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再結合物器動作監視装置が動作可能であることを確認することを重大事故等対処設備のAO T上限である「30日間」とする。 B 1. 原子炉建屋燃料取替床の水素濃度監視設備は3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又は原子炉建屋内水素濃度監視設備8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屋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内水素濃度監視装置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。 B 2. 当該機能を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」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。 C 1., C 2. 既保安規定と同様の設定とする。 【冷温停止及び燃料交換 (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又は(2) 原子炉内</p>				

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>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。</p>	

66-8-2の範囲
赤線にて示す

凡例

---	信号系
H2E	水素検出器



第9.6-3図 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系統概要図
(原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定)

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 1,600kg）が，原子炉格納容器の設計圧力の 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，原子炉建屋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，静的触媒式水素再結合器は，原子炉建屋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。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管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，原子炉建屋内の水素濃度を測定できる設計とする。また，原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋オペレーティングフロア以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアにも設置し，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。

静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，原子炉区域内に設置し，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。

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

(1) 静的触媒式水素再結合器

種	類	触媒反応式
個	数	56
水素処理容量	約 0.25kg/h/個 (水素濃度 4.0vol% , 100 , 大気圧において)	

(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

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) 原子炉建屋水素濃度

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。

(41)復水貯蔵槽水位 (SA)

個 数	1	
計測範囲	6号炉	0～16m
	7号炉	0～17m

(42)復水移送ポンプ吐出圧力

個 数	3
計測範囲	0～2MPa[gage]

(43)原子炉建屋水素濃度

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	8
計測範囲	0～20vol%

(44)静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

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	4
計測範囲	0～300

(45)格納容器内酸素濃度

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
- ・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	2
計測範囲	6号炉 0～30vol%
	7号炉 0～10vol% / 0～30vol%

代替パラメータに関する説明
関連箇所を赤枠にて示す

(つづき)

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
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流) 量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流) 量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流) 量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力 [復水貯蔵槽水位]*2	復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブレーション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流) 量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流) 量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 [サブレーション・チェンバ・プール水位]*2	サブレーション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブレーション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブレーション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 サブレーション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 監視可能であればサブレーション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブレーション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の酸素濃度	原子炉建屋酸素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋酸素濃度の 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。 原子炉建屋酸素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口 / 出口の差温度により酸素濃度を推定) 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。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内酸素濃度の 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。 格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 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) により格納容器内酸素濃度を推定する。 格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 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、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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 9 「使用済燃料プールの冷却等のための設備」

6 6 - 9 - 1 「燃料プール代替注水系」

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 同等な性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) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

(4) 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)

保安規定 第66条 条文

表66-9 使用済燃料プールの冷却等のための設備

66-9-1 燃料プール代替注水系 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③	
燃料プール代替注水系	可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水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	所要数 ⑥
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	可搬型スプレイヘッド	1個
	常設スプレイヘッド	1個
	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	1台
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	※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可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドまでの配管、サイフォンブレーク孔、系統構成に必要な手動弁及び接続口を含む。

※2：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」において運転上の制限等を定める。

※3：「66-12-7 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よう、燃料プール代替注水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) 第五十四条 (1. 11)
 - 「使用済燃料プールの冷却等のための設備 (手順等)」として、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において当該使用済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。
 - 「使用済燃料プールの冷却等のための設備 (手順等)」として、使用済燃料プールからの大量の漏えいその他の原因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料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ーク孔を含む。
 - 技術的能力審査基準1. 13
 - 「重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (手順等)」として、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等を定めること。
 - 燃料プール代替注水系は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済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、及び臨界を防止するため、また使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、プール内の燃料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であり、使用済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「使用済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))
 - ②に含まれる設備
 - 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) は、可搬型重大事故等対処設備であるが1台で使用済燃料プールの冷却が可能であるため、2N要求設備ではない。必要な注水流量及びスプレイ量を有するため、1台を所要数とする。
可搬型スプレイヘッドは、可搬型重大事故等対処設備であるが、屋内に敷設する設備に該当するため1N要求設備であり、1個を所要数とする。
常設スプレイヘッドは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

備考

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考															
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="420 1647 882 2730"> <thead> <tr> <th>項目 ㉞</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1級) の流量が \square m³/h 以上で、吐出圧力が \square MPa [gauge] 以上であることを確認する。</td> <td>1年に1回</td> <td>タービンGM</td> </tr> <tr> <td>2. 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1級) が動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル設備管理GM</td> </tr> <tr> <td>3. 可搬型スプレイ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。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>発電GM</td> </tr> <tr> <td>4. 常設スプレイ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。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目 ㉞	頻度	担当	1. 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1級) の流量が \square m ³ /h 以上で、吐出圧力が \square MPa [gauge] 以上であることを確認する。	1年に1回	タービンGM	2. 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1級) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	3. 可搬型スプレイ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。	3ヶ月に1回	発電GM	4. 常設スプレイ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ヶ月に1回	当直長	<p>更に係る基本方針 4. 3 (1), 添付-3)</p> <p>㉞ 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>「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ランス頻度の考え方に基づき 1年に1回、性能確認を実施する。確認する吐出圧力及び流量は、工事計画認可申請書の記載に基づき以下の値を設定する。(添付-3)</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2級) は、他表にて運転上の制限等を定めており、確認事項及び要求される措置についても他表にて記載しているが、可搬型代替注水ポンプ (A-1級) は可搬型代替注水ポンプ (A-2級) との組合せにより性能確認を実施する。</p> <p>○可搬型代替注水ポンプ (A-1級)</p> <p>【流量】</p> <p>必要流量が最大となる常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへスプレイ時の \square m³/h 以上とする。</p> <p>【吐出圧力】</p> <p>上記スプレイ時の必要吐出圧力として \square MPa [gauge] 以上とする。</p> <p><参考>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2級) が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」に記載する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を重大事故等時ににおいて、可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量及び吐出圧力を以下に示す。</p> <p>【必要容量】</p> <p>(可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッド使用時) 使用済燃料貯蔵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 及び想定事故 2 において有効性が確認されている使用済燃料貯蔵プールへの注水量が約 45 m³/h であることから 45 m³/h 以上とする。</p> <p>【吐出圧力】</p> <p>(可搬型スプレイヘッド使用時) 必要吐出圧力が最大となる原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に 0.74 MPa 以上とする。(常設スプレイヘッド使用時) 必要吐出圧力が最大となる使用済燃料貯蔵プール接続口 (東) を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に 0.38 MPa 以上とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を重大事故等時ににおいて、可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量及び吐出圧力を以下に示す。</p> <p>【必要容量】</p>	
項目 ㉞	頻度	担当															
1. 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1級) の流量が \square m ³ /h 以上で、吐出圧力が \square MPa [gauge] 以上であることを確認する。	1年に1回	タービンGM															
2. 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1級) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM															
3. 可搬型スプレイ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。	3ヶ月に1回	発電GM															
4. 常設スプレイ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ヶ月に1回	当直長															

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文

備考	記載の説明				
	<p>(可搬型スプレイヘッド使用時) 蒸散量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、$48\text{m}^3/\text{h}$以上とする。</p> <p>(常設スプレイヘッド使用時) 蒸散量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、$\square\text{m}^3/\text{h}$以上とする。</p> <p>【吐出圧力】</p> <p>(可搬型スプレイヘッド使用時) 必要吐出圧力が最大となる原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に1.31MPa以上とする。</p> <p>(常設スプレイヘッド使用時) 静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に1.29MPa以上とする。</p> <p>a.</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が該当。</p> <p>「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ランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回、可搬型設備は3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p> <p>可搬型スプレイヘッド及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。</p>				
<p>⑧</p>	<p>運転上の制限を満足しない条件を記載する。</p> <p>要求される措置の内容を踏まえ、各設備が動作不能又は所要数を満足していない場合を条件として設定する。</p>				
<p>⑨</p>	<p>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. 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。</p> <p>A2. 使用済燃料プールの水位及び温度の確認を“速やかに”行うことにより、使用済燃料プールに異常がないことを確認する。</p> <p>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ヘッドを確認する。</p>				
<p>(3) 要求される措置</p>					
<p>条件 ⑧</p>					
<p>A. 常設スプレイヘッドが動作不能の場合</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1260 489 1312 742">要求される措置 ⑨</th> <th data-bbox="1260 742 1312 1038">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1260 742 1312 1038"> <p>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。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、使用済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及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A3. 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^{*4}が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> </td> <td data-bbox="1260 1038 1312 1127"> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> </td> </tr> </tbody> </table>	要求される措置 ⑨	完了時間	<p>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。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、使用済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及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A3. 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^{*4}が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>
要求される措置 ⑨	完了時間				
<p>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。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、使用済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及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A3. 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^{*4}が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>				

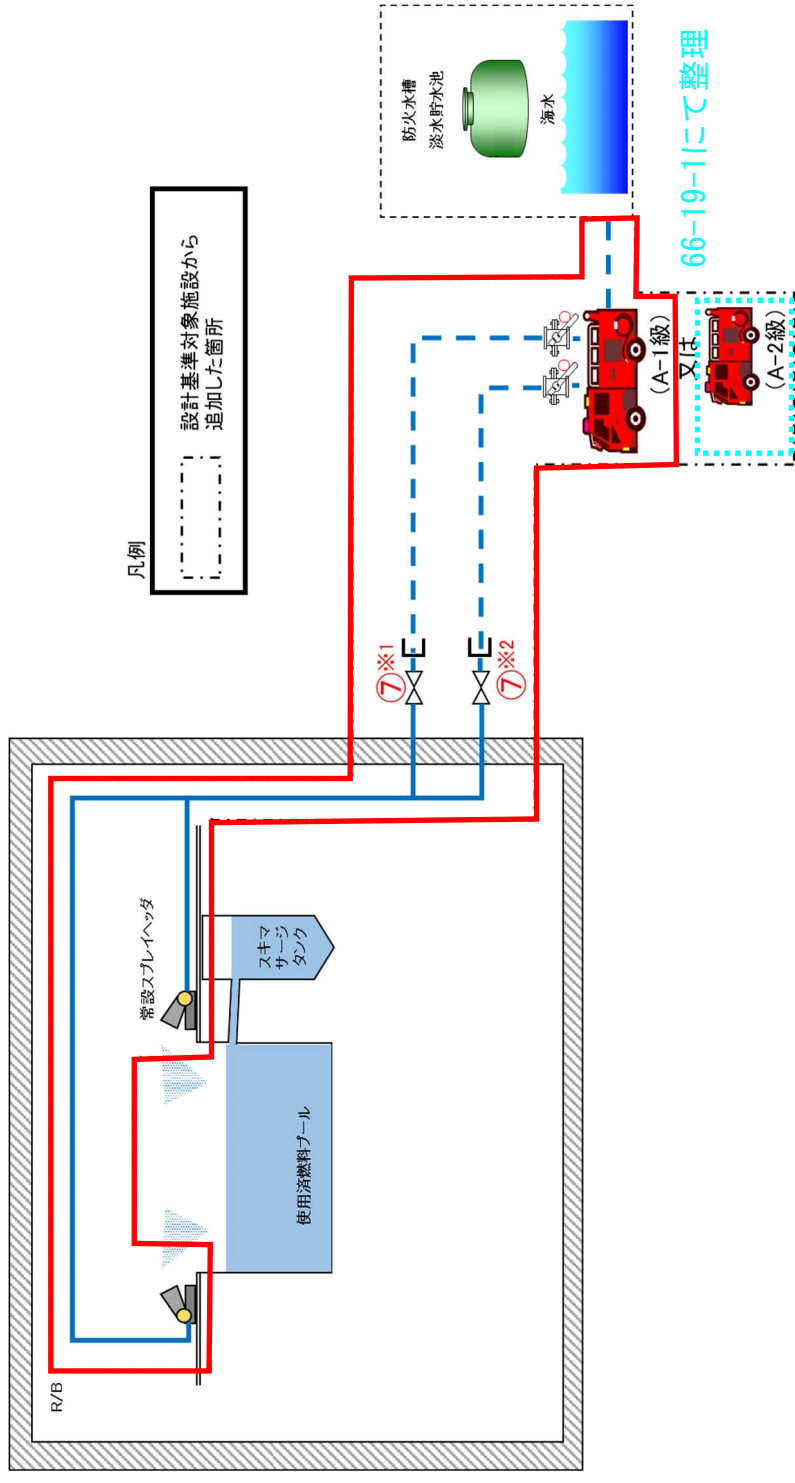
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
<p>条件 ⑧</p> <p>B. 可搬型スプレイヘッドが動作不能の場合</p>	<p>要求される措置 ⑨</p> <p>B 1. 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。 及び B 2. 当直長は、使用済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及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故対処設備^{※5}が動作可能なことを管理的手段により確認する。</p>	<p>B 1. 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。 B 2. 使用済燃料プールの水位及び温度の確認を“速やかに”行うことにより、使用済燃料プールに異常がないことを確認する。 B 3. 当該システムと同等の機能をもつ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。可搬型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、可搬型スプレイヘッド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)</p>	
<p>C. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-1級)が所要数を満足していない場合</p>	<p>C 1. 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。 及び C 2. 当直長は、使用済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及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び C 3. 当直長は、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。</p>	<p>C 1. 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。 C 2. 使用済燃料プールの水位及び温度の確認を“速やかに”行うことにより、使用済燃料プールに異常がないことを確認する。 C 3. 当該設備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“速やかに”実施する。</p>	
<p>D. 可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドが動作不能の場合 又は 燃料プール代替注水系が動作不能の場合</p>	<p>D 1. 当直長は、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。 及び D 2. 当直長は、使用済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及び水温が65℃以下であることを確認する。 及び D 3. 当直長は、使用済燃料プールの水位を維持するため注水手段^{※7}が確保されていることを確認する。</p>	<p>D 1. 当該システムを動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。 D 2. 使用済燃料プールの水位及び温度の確認を“速やかに”行うことにより、使用済燃料プールに異常がないことを確認する。 D 3. 重大事故対処設備として使用済燃料プールへの注水・スプレイ機能が喪失した状態であることから、代替の注水手段として、消火系による注水が確保されていることを“速やかに”確認する。</p> <p>【必要容量】</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール代替注水系は「<input type="text"/>m³/h」以上の注水量を有する。 技術的能力では小規模な漏えい発生時のみ消火系を自主対策設備としているが、消火系のディーゼル駆動消火ポンプは可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と同等の流量を有していることから代替の注水手段として設定している。(添付-2) <p>【準備時間】</p> <ul style="list-style-type: none"> 消火系による原子炉注水は、低圧代替注水系(可搬型)よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補充措置は不要。(添付-2) 	

※4：可搬型スプレイヘッドをいう。
 ※5：常設スプレイヘッドをいう。
 ※6：代替品の補充等をいう。
 ※7：消火系による注水をいう。

66-9-1の範囲
赤枠にて示す

2ラインのうち、片側1ライン
を使用して注水する。

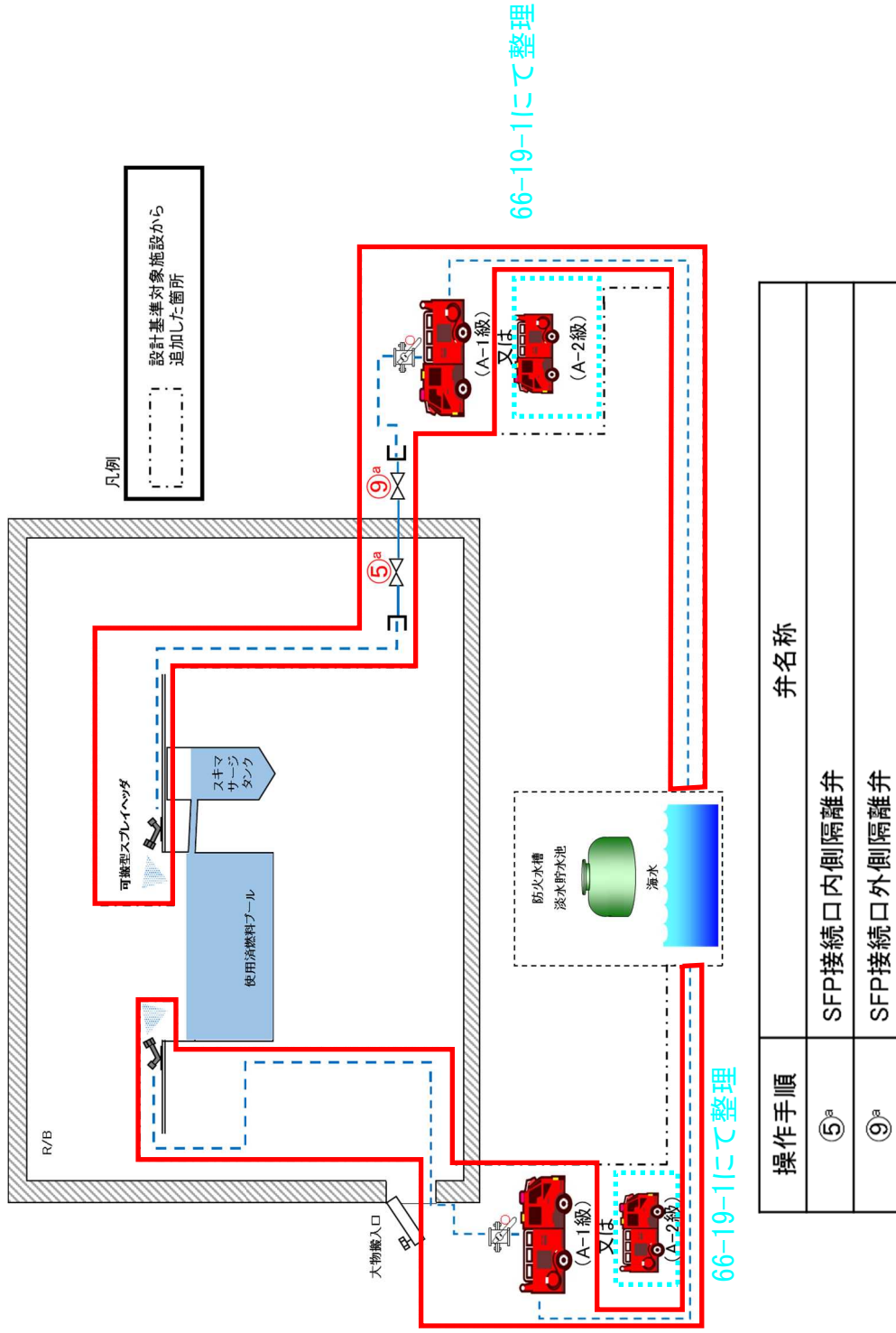


操作手順	弁名称
1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第 1.11.6 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

66-9-1の範囲
赤枠にて示す

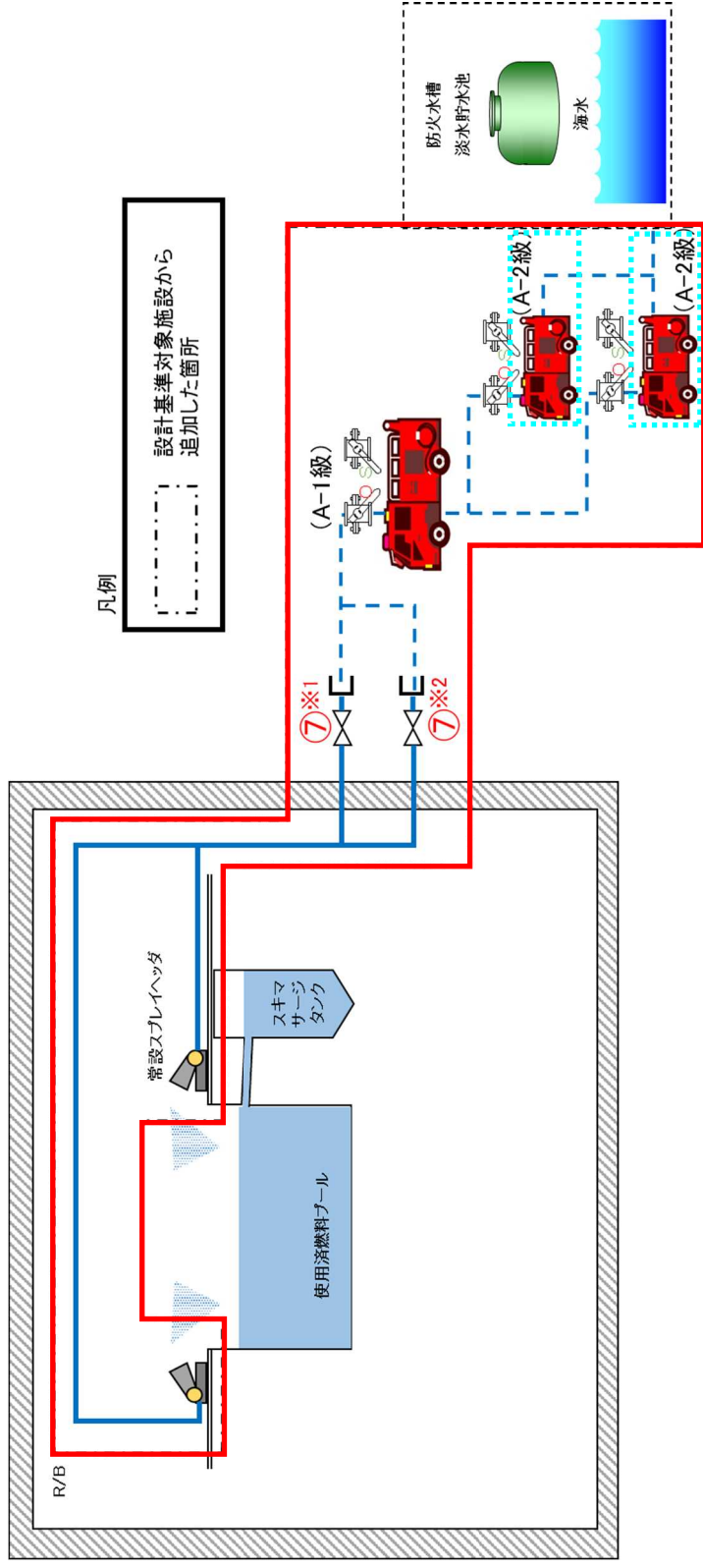
2ラインのうち、片側1ライン
を使用して注水する。



第 1.11.8 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

66-9-1の範囲
赤枠にて示す

2ラインのうち、片側1ライン
を使用してスプレイする。



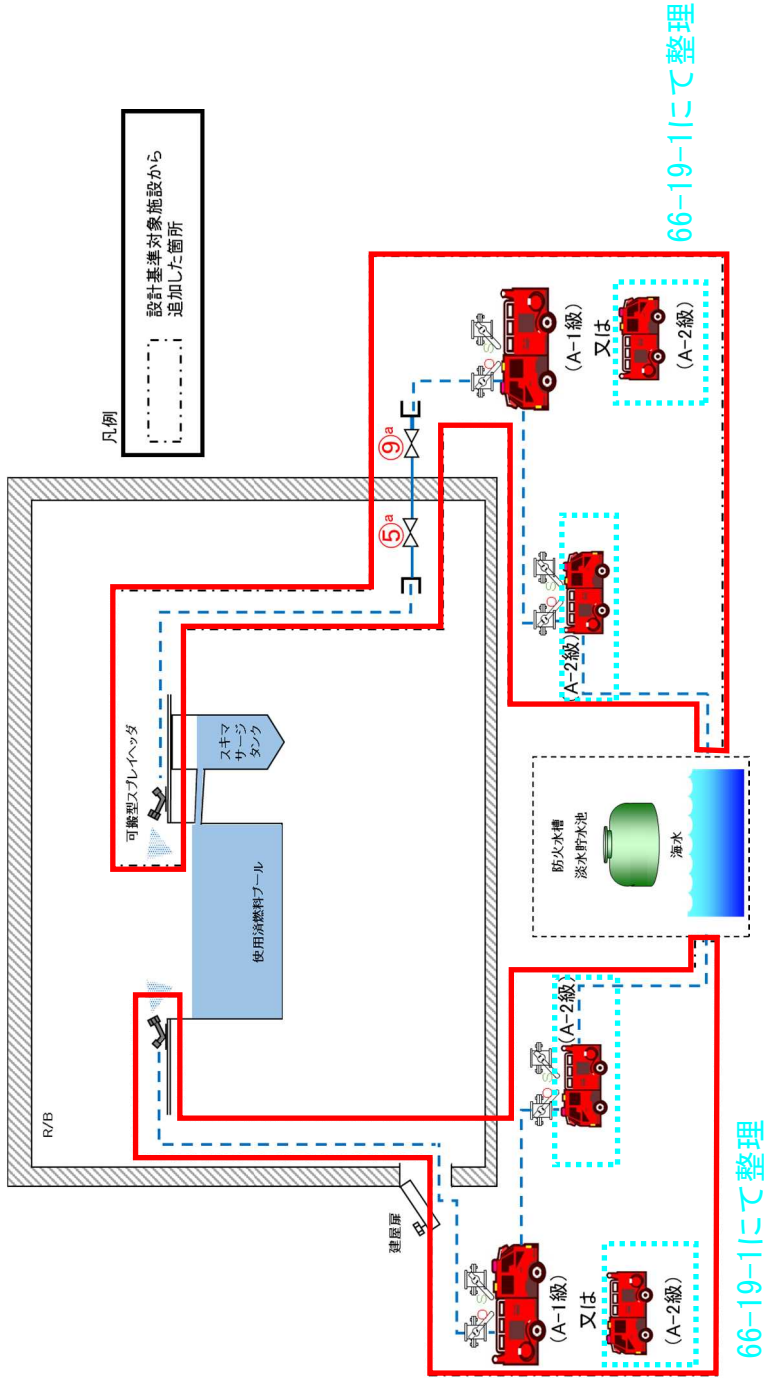
66-19-1にて整理

操作手順	弁名称
1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第 1.11.15 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水） 概要図

66-9-1の範囲
赤枠にて示す

2ラインのうち、片側1ライン
を使用してスプレーする。



操作手順	弁名称
⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁
⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁

第 1.11.17 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した
使用済燃料プールへのスプレー（淡水/海水） 概要図

添付資料 1.11.1

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/3)

技術的能力審査基準 (1.11)	番号	設置許可基準規則 (54条)	技術基準規則 (69条)	番号
<p>【本文】 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 2 発電用原子炉設置者、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】 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において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>	⑧
<p>【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、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】 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】 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と同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</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と同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。 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>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と同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。 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>	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>	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と同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</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と同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。 b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</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と同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。 b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</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>	⑫
<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。 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。 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。 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>	⑬
<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。 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>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。 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>	⑭
			<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>	⑮
				⑯

※1: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。
 ※2: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

: 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	解釈 対応番号	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
常設 使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系による 常設スプレイヘッド	新設	① ② ⑧ ⑩	消火系による 使用済燃料プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設			ろ過水タンク	常設			
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設			消火系配管・弁	常設			
	防火水槽 ※2	新設			復水補給水系配管・弁	常設			
	淡水貯水池 ※2	新設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	ホース・接続口	新設			燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設			
	燃料プール代替注水系配管・弁	新設			使用済燃料プール	常設			
	常設スプレイヘッド	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	使用済燃料プール	既設			第二代替交流電源設備	常設			
燃料補給設備	既設 新設	可搬型代替交流電源設備	可搬						
可搬型 使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系による 可搬型スプレイヘッド	新設	① ② ⑧ ⑨ ⑩	消火系による 使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設			可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設			
	防火水槽 ※2	新設			可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設			
	淡水貯水池 ※2	新設			防火水槽 ※2	新設			
	ホース・接続口	新設			淡水貯水池 ※2	新設			
	燃料プール代替注水系配管・弁	新設			ホース・接続口	新設			
	可搬型スプレイヘッド	新設			燃料プール代替注水系配管・弁	新設			
	使用済燃料プール	既設			可搬型スプレイヘッド	新設			
	燃料補給設備	既設 新設			使用済燃料プール	既設			
抑制 漏えい	サイフォン防止機能 ※1	新設	① ⑧	-	-	-	-	-	-
	燃料プール代替注水系による 常設スプレイヘッド	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑫ ⑬	消火系による 使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)			新設				
防火水槽 ※2	新設	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)			新設				
淡水貯水池 ※2	新設	防火水槽 ※2			新設				
ホース・接続口	新設	淡水貯水池 ※2			新設				
燃料プール代替注水系配管・弁	新設	ホース・接続口			新設				
常設スプレイヘッド	新設	燃料プール代替注水系配管・弁			新設				
使用済燃料プール	既設	常設スプレイヘッド			新設				
燃料補給設備	既設 新設	使用済燃料プール			既設				

※1: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。
 ※2: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水との供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」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、
 可搬型スプレイヘッド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)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

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	解釈 対応番号	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
可搬型燃料プール 使用済燃料プール スプレイヘッド を 使用した	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑪ ⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	防火水槽 ※2	新設							
	淡水貯水池 ※2	新設							
	ホース・接続口	新設							
	燃料プール代替注水系 配管・弁	新設							
	可搬型スプレイヘッド	新設							
	使用済燃料プール	既設							
燃料補給設備	既設 新設								
-	-	-	-	漏えい 緩和	シーリング材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	可搬 可搬 可搬 可搬	120分	3名	自主対策とする理由は本文参照
物質への放射抑制	大容量送水車 (原子炉 建屋放水設備用)	新設	① ⑤ ⑧ ⑬	-	-	-	-	-	-
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
使用済燃料プールの 監視	使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA)	新設	① ⑥ ⑧ ⑭ ⑮	-	-	-	-	-	-
	使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA広域)	新設							
	使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	新設							
	使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ (使用済燃料 貯蔵プール監視カメラ 用空冷装置を含む)	新設							
代替電源による 給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑦ ⑧ ⑮	代替 給電 による	第二代替交流電源設備	常設	※3	※3	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替交流電源設備	新設			-				
	所内蓄電式直流電源設備	既設 新設			-				
	可搬型直流電源設備	新設			-				
冷却浄化系による使用済燃料プールの 除熱	燃料プール冷却浄化系 ポンプ	既設	① ③ ⑤	-	-	-	-	-	-
	使用済燃料プール	既設							
	燃料プール冷却浄化系 熱交換器	既設							
	燃料プール冷却浄化系 配管・弁・スキマサー ジタンク・ディフュー ザ	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	代替原子炉補機冷却系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	第二代替交流電源設備	新設							
可搬型代替交流電源設備	新設								

※1: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。
 ※2: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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7.3.1-2表 主要評価条件（想定事故1）（2/2）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件 燃料プール代替注水系	45m ³ /h（4台）※1で注水	燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定
重大事故等対策に 関連する操作条件 燃料プール代替注水系による使 用済燃料プールへの注水	事象発生から12時間後	可搬型設備に関して、事象発生から12時間後まで は、その機能に期待しないと仮定

※1 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の注水容量はともに45m³/h以上（4台）である。

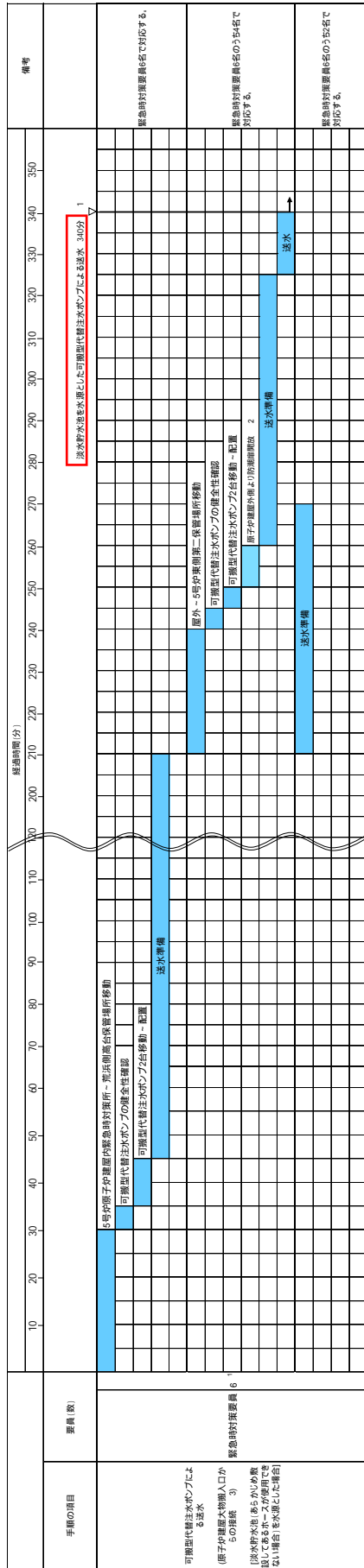
常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、どちらを使用する場合でも、有効性評価で要求される容量・準備時間を満足できる。

第 7.3.2-2 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	
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済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浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定	
	配管損傷の想定		残留熱除去系の配管内径の 1/2 の長さ と配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラックによる損傷	低圧配管であるため、全周破断の発生は考えづらいと考え貫通クラックによる損傷を想定	
	サイフォン現象による漏えい量		約 70m ³ /h	想定される異物の弁への噛み込みにより逆止弁が固着し、その機能が十分に働かない状態を想定。なお、サイフォン現象による漏えいを停止させる配管の孔 (サイフォンブレーク孔) によるサイフォンブレークには期待しない	
	外部電源		外部電源なし	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	
	燃料プール代替注水系		45m ³ /h (4 台) ※1 で注水	燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定	
重大事故等 関連する 機器条件 対策	使用済燃料プール漏えい隔離		事象発生から 150 分後	認知、現場調査、漏えい箇所隔離までの操作の作業想定時間に余裕を含めて設定 (水位低下認知及び注水機能及び崩壊熱除去機能喪失確認に余裕を踏まえ 1 時間、水位低下要因調査及び現場隔離操作箇所への移動に 1 時間、隔離操作実施に 30 分の合計 150 分)	
	燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水		事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間後までは、その機能に期待しないと仮定	

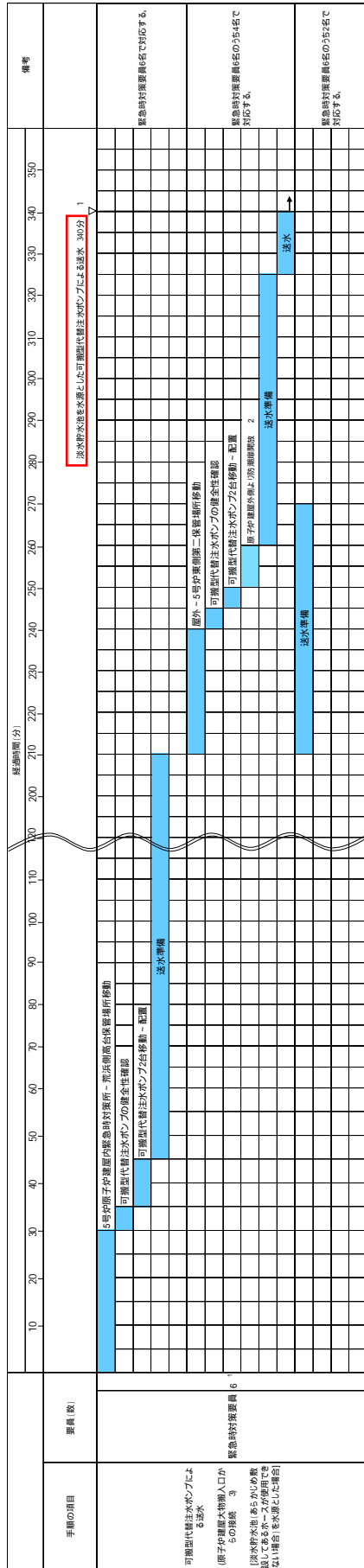
※1 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド)、燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) の注水容量は、ともに 45m³/h 以上 (4 台) である。

常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、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。



1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約340分、7号炉への送水開始まで約355分で可能である。
緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合、6号炉及び7号炉への送水開始まで約235分で可能である。
2 SPP可搬型接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防漏漏開放」作業が必要となるため、約330分で可能である。

第 1.11.10 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）（可搬型代替注水ポンプによる送水） タイムチャート（2/2）



1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約340分、7号炉への送水開始まで約355分で可能である。

緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合、6号炉及び7号炉への送水開始まで約235分で可能である。

2 SFP可搬型接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防漏扉開放」作業が不要となるため、約330分で可能である。

第 1.11.19 図 燃料プール 燃料プールの使用済燃料プールによる可搬型代替注水系による可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート (2/2)

響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、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。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、通常時は熱交換器ユニット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、原子炉補機冷却系と代替原子炉補機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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、治具や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。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、想定される重大事故等時において、使用済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、可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用する場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共

用で可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合に 4 セット 16 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（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の場合に 6 号及び 7 号炉共用で 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（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，使用済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，可搬型スプレイヘッドを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台，又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用し，常設スプレイヘッドを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台として使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合に 1 セット 4 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（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 台，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の場合に 6 号及び 7 号炉共用で 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（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）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使用済燃料プール上部から使用済燃料上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）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使用済燃料プール上部から底部近傍まで

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 燃料プール代替注水系

a. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) (6 号及び 7 号炉共用)

型 式	うず巻形
台 数	1 (予備 1)
容 量	168m ³ /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage] において) 120m ³ /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. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に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溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻形
台 数	16 (予備 1)
容 量	120m ³ /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage] において) 84m ³ /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

c. 可搬型スプレイヘッド (6号及び7号炉共用)

数 量	1 (予備 1)
-----	----------

d. 常設スプレイヘッド

数 量	1
-----	---

(2) 原子炉建屋放水設備

a. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) (6号及び7号炉共用)

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 (6号及び7号炉共用)

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) 使用済燃料プール監視設備

a. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

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 14 箇所)
-----	---------------

計測範囲	水位	6号炉	T.M.S.L. 20,180 ~ 31,170mm
------	----	-----	----------------------------

		7号炉	T.M.S.L. 20,180 ~ 31,123mm
--	--	-----	----------------------------

温度	0 ~ 150
----	---------

b. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

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 8 箇所)
-----	--------------

計測範囲	水位	6号炉	T.M.S.L. 23,420 ~ 30,420mm
------	----	-----	----------------------------

		7号炉	T.M.S.L. 23,373 ~ 30,373mm
--	--	-----	----------------------------

温度 0 ~ 150

- c. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

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. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）

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) 燃料プール冷却浄化系

- a. ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール冷却浄化系

台 数 1（予備 1¹）

容 量 約 250m³/h/台

全揚程 約 80m

1 6号炉は代替循環冷却系と同時に使用する
場合を除く。

- b. 熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール冷却浄化系

基 数 1（予備 1²）

伝熱容量 約 1.9MW

2 代替循環冷却系と同時に使用する
場合を除く。

(5) 代替原子炉補機冷却系

a. 熱交換器ユニット(6号及び7号炉共用)

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
機器仕様に記載する。

b. 大容量送水車(熱交換器ユニット用)(6号及び7号炉共用)

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
機器仕様に記載する。

容量設定根拠
 関連箇所を下線にて示す

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.2 燃料プール代替注水系

3.2.1 ポンプ

名 称		<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)</u> (6, 7 号機共用)	
容 量	m ³ /h/個	[] (168 以上)	
吐 出 圧 力	MPa	[] (0.85 以上)	
最 高 使 用 圧 力	MPa	[]	
最 高 使 用 温 度	℃	[]	
原 動 機 出 力	kW/個	[]	
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として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 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、残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) 及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドから使用済燃料貯蔵プールへ注水することで、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 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使用済燃料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設置する。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、可搬型スプレイヘッドを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)、常設スプレイヘッドを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、

K7 ① V-1-1-5-2 R0

燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドから使用済燃料貯蔵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。

1. 容量

1.1 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の容量（可搬型スプレイヘッド使用時）

□

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を重大事故等時において可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プールへの注水量が $45\text{m}^3/\text{h}$ であることから、□とする。

1.2 使用済燃料貯蔵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）

□

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を重大事故等時において常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プールへの注水量が $45\text{m}^3/\text{h}$ であることから、□とする。

1.3 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の容量（可搬型スプレイヘッド使用時）

□

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を重大事故等時において可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類 V-1-3-4 「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散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、□とする。

1.4 使用済燃料貯蔵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）

□

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を重大事故等時において常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類 V-1-3-4 「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散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、□とする。

公称値については、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）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容量 $168\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

2. 吐出圧力

2.1 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の吐出圧力（可搬型スプレイヘッド使用時）

□

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を重大事故等時において可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵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 7 号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭，ホース直接敷設の圧損，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。

静水頭	約	□	MPa
ホース圧損	約	□	MPa
ホース湾曲による影響	約	□	MPa
機器及び配管・弁類圧損	約	□	MPa

合計 約 □ MPa

以上より，可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力は □ とする。

2.2 使用済燃料貯蔵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）

□

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を重大事故等時において常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵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 7 号機使用済燃料貯蔵プール接続口（東）を使用する場合の静水頭，ホース直接敷設の圧損，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。

静水頭	約	□	MPa
ホース圧損	約	□	MPa
ホース湾曲による影響	約	□	MPa
機器及び配管・弁類圧損	約	□	MPa

合計 約 □ MPa

以上より，常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力は □ とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.3 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の吐出圧力（可搬型スプレイヘッド使用時）

□

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を重大事故等時において可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵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 7 号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損、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。

	静水頭	約	□	MPa
	ホース圧損	約	□	MPa
	ホース湾曲による影響	約	□	MPa
	機器及び配管・弁類圧損	約	□	MPa
合計 約 □ MPa				

以上より、可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力は □ とする。

2.4 使用済燃料貯蔵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）

□

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を重大事故等時において常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵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 7 号機使用済燃料貯蔵プール接続口（東）を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損、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。

	静水頭	約	□	MPa
	ホース圧損	約	□	MPa
	ホース湾曲による影響	約	□	MPa
	機器及び配管・弁類圧損	約	□	MPa
合計 約 □ MPa				

以上より、常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力は □ とする。

公称値については、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）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吐出圧力 0.85MPa 以上とする。

K7 ① V-1-1-5-2 R0

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を重大事故等時において使用する場合は、ポンプ運転時の吐出圧力を上回る圧力として MPa とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）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）において有効性を確認している代替淡水源の温度 40℃及び海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の原動機出力は、必要軸動力が最大となる流量 147m³/h 時の軸動力を基に設定する。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の流量が m³/h、吐出圧力が MPa、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、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の原動機出力は、必要軸動力約 kW を上回る kW/個とする。

6. 個数

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は、重大事故等対処設備として淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレーするために必要な個数である 6, 7 号機で 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 個とし、分散して保管する。

- ・ 復水補給水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁
- ・ 燃料プール冷却浄化系配管・弁
- ・ 使用済燃料プール
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

(b) 漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により，使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に，使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフオンブレイク孔によりサイフォン現象の継続を防止するとともに，現場手動弁の隔離操作により漏えいを停止する手段がある。

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ サイフォン防止機能

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プール代替注水で使用する設備のうち，可搬型代替注水ポンプ（A - 1 級），可搬型代替注水ポンプ（A - 2 級），ホース・接続口，燃料プール代替注水系配管・弁，常設スプレイヘッド，可搬型スプレイヘッド，使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水

槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

漏えい抑制で使用する設備のうち、サイフォン防止機能は重大事故等対処設備として位置付ける。また、重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

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

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

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

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 1 「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」

6 6 - 1 1 - 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66-1-1 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

66-1-1-1 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	復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること※1

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	復水貯蔵槽	12.7 m
冷温停止燃料交換※2	復水貯蔵槽	4.4 m

(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、冷温停止及び燃料交換※2において、復水貯蔵槽の水位を確認する。	24時間に1回	当直長

※1：原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転開始から確認運転終了後24時間までを除く。

※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

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（サブレーションの水位）で整理する。
- ・ほう酸水貯蔵タンク：66-2-3（ほう酸水注入系）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るよう、重大事故等の対処において、炉心注水や格納容器スプレイ等を実施する場合の水源である復水貯蔵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）
「重大事故等の収束に必要な水の供給設備(手順等)」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故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、必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転等に伴う保有水量減少について、その確認行為を阻害しないために確認運転開始から確認運転終了後24時間までは運転上の制限を適用しない。24時間の除外期間については、保安規定第46条（サブレーションの水位）で規定されている原子炉隔離時冷却系の運転確認等時の除外期間を準用した。

④ 復水貯蔵槽は、重大事故等発生時の炉心注水や格納容器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使用済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、冷温停止及び燃料交換（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又は（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復水貯蔵槽の水位低下量が最も大きい「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、復水貯蔵槽の水位は初期から最大で約11.7m低下する。従って、復水移送ポンプのトリップ水位にこの低下分を加算した「12.7m」を原子炉の状態が運転、起動及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復水貯蔵槽の水位低下量が最も大きい「全交流動力電源喪失」において、復水貯蔵槽への補給に期待できる場合、復水貯蔵槽の水位は初期から最大で約2.7m低下する。従って、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換（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又は（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）では、復水移送ポンプのトリップ水位に上記の水位低下分を加算した3.7mが要求水位となるが、従前の「第40条 非常用炉心冷却系その2」の要求と同一の値である4.4mとの管理の統一を図り、保安規定に定める運転上の制限の所要値は「4.4m」とする。（添付-1）

- 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. 水位確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）
 確認頻度は、保安規定第46条（サブプレッションプールの水位）の確認頻度が「24時間に1回」で設定されているので、それを準用した対応とする。

- 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。
 復水貯蔵槽の水量が所要量を満足していない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、起動及び高温停止】

- 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“速やかに”確認する。「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力では「復水貯蔵槽を水源とした対応」に対してサブプレッション・チェンバを“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”として整理している。
- A2. A1.の確認に加え、サブプレッションプールを水源とした系統（非常用炉心冷却系）が動作可能であることを“速やかに”確認する。
- A3. 復水貯蔵槽の水量が所要量を満足していない場合には、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた外部からの補給が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上限の「3日間」とする。
 なお、速やかに復水貯蔵槽へ補給できる体制を整えるため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設置する等の補充措置が完了していることを含む。
 移送についての準備時間については66-1-1-3（海水移送設備）参照。
- A4. 当該設備の水量を復旧する。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な場合の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。

(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. 復水貯蔵槽の水量が所要量を満足していない場合	A1. 当直長は、サブプレッション・チェンバ水位が規定値以上であることを確認する。 及び A2. 当直長は、サブプレッションプールを水源とした非常用炉心冷却系 ^{*3} 2系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{*4} 。 及び A3. 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 ^{*5} が動作可能であることを確認する。 及び A4. 当直長は、当該設備の水量を復旧する。	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	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
冷温停止燃料交換※6	A. 復水貯蔵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。 及び A2. 当直長は、 第40条で要求される サプレッションプール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※4とともに、 残りの非常用炉心冷却系が動作可能※7 であることを確認する。 及び A3. 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※5が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに

※3：自動減圧系を除く。

※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：可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた復水貯蔵槽への移送手段をいい、速やかに復水貯蔵槽へ補給できる体制を整えるため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。

※6：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

※7：動作可能とは、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又は（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、起動及び高温停止】におけるA2.と同様。ただし、完了時間は冷温停止及び燃料交換（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又は（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、起動及び高温停止】におけるA3.と同様。ただし、完了時間は冷温停止及び燃料交換（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又は（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。

5.7.2.2 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。

復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバは，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。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）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。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は，治具や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。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）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。

復水貯蔵槽は，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容量が，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しているため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

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，代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプの必要有効吸込水頭の確

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) 復水貯蔵槽

第 10.13 - 1 表 補給水系主要機器仕様に記載する。

(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) ほう酸水注入系貯蔵タンク

第 6.1.2 - 3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

(4) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

第 4.3 - 1 表 使用済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) 大容量送水車 (海水取水用) (6 号及び 7 号炉共用)

個 数 2 (予備 1)

容 量 900m³/h

第 10.13 - 1 表 補給水系主要機器仕様

(1) 復水補給水系

a. 復水貯蔵槽

基 数	1
容 量	約 2,100m ³
主要部材質	ステンレス鋼ライニング

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 1 「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」

6 6 - 1 1 - 2 「復水貯蔵槽への移送設備」

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)

66-1-1-2 復水貯蔵槽への移送設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
復水貯蔵槽への移送設備	淡水貯水池、防火水槽及び海から復水貯蔵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	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	※3
起動	大容量送水車 (海水取水用)	※4
高温停止	復水貯蔵槽	※5
冷温停止	燃料補給設備	※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：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
- ※3：「66-1-1-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」において運転上の制限等を定める。
- ※4：「66-1-1-3 海水移送設備」において運転上の制限等を定める。
- ※5：「66-1-1-1 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。
- ※6：「66-1-2-7 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。

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復水貯蔵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）
「重大事故等の収束に必要な水の供給設備(手順等)」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故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、必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ 移送先である復水貯蔵槽（66-1-1-1「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、冷温停止及び燃料交換（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又は（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>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-1-1-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」に記載する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を重大事故等時において、復水貯蔵槽への補給に使用する場合の容量及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、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用しない場合）において有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量が $130\text{ m}^3/\text{h}$ であることから、 $130\text{ m}^3/\text{h}$ 以上とする。

【吐出圧力】

必要吐出圧力が最大となる復水貯蔵槽大容量接続口（西）を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に吐出圧力は、 1.04 MPa 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. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合	A 1. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表66-11-1の所要水量以上であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、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。 及び A 3. 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 3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	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換※8	A. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合	A 1. 当直長は、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。 及び A 2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、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。	速やかに 速やかに 速やかに

※7：代替品の補充等をいう。

※8：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

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要求設備である可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が1N未満となった場合又は当該システム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、当該システム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、起動及び高温停止】

A 1. 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、移送先である復水貯蔵槽(66-11-1「重大事故等収束のための水源」)が所要水位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。

A 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(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。

A 3. 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「10日間」とする。

B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。

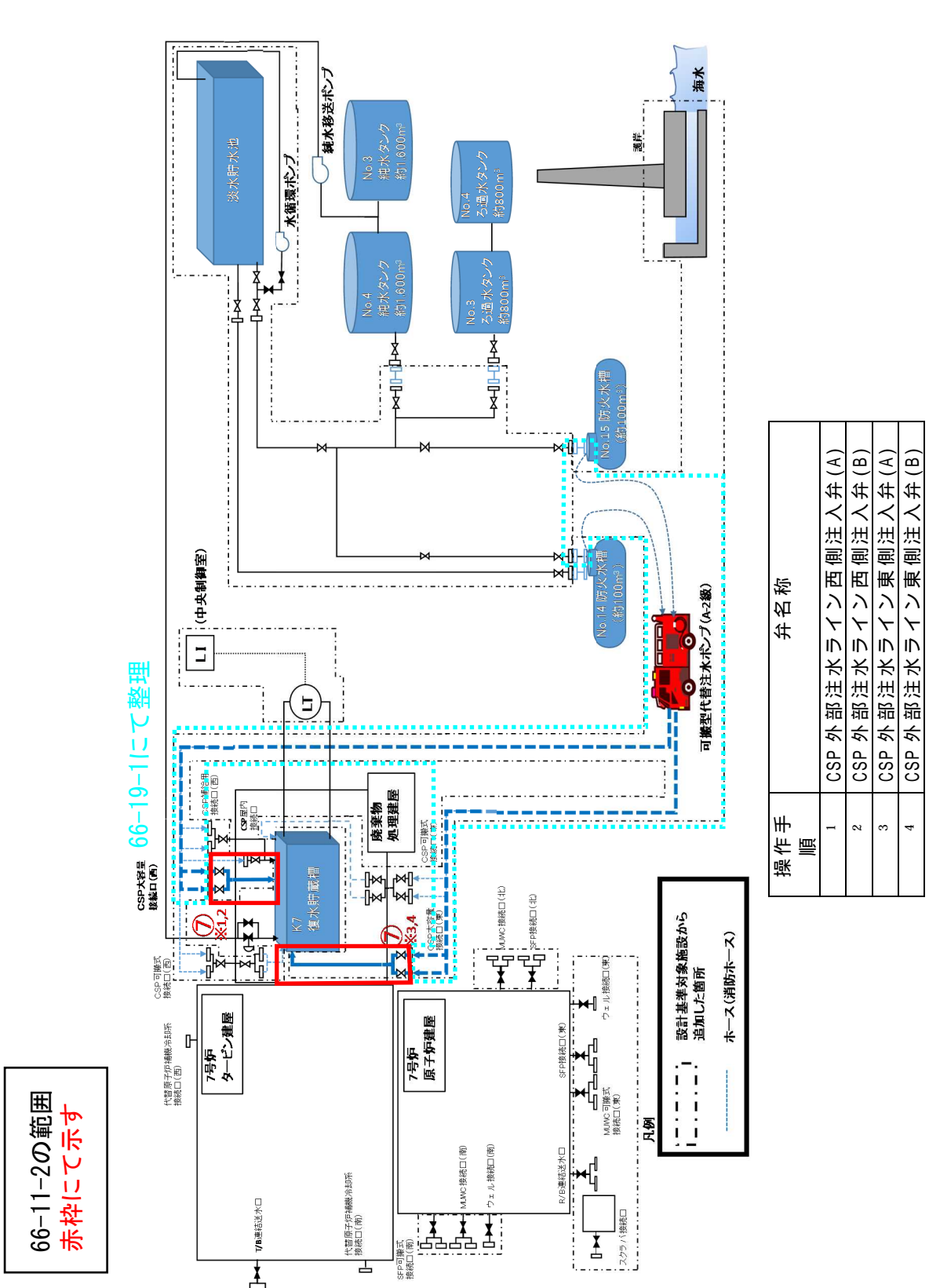
【冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない)。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)】

A 1. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 3.と同様。ただし、完了時間は冷温停止及び燃料交換(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又は(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。

A 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 1.と同様の考え方であるが、補給又は確認する水位は、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、復水貯蔵槽への補給に期待しなくても注水に使用している復水移送ポンプが停止することがない水位である5.5m以上とする。復水貯蔵槽への補給については、純水補給水系、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、大容量送水車(海水取水用)等の補給可能設備にて実施する。完了時間は冷温停止及び燃料交換(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又は(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。

A 3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 2.と同様。ただし、完了時間は冷温停止及

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>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又は（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。</p>	



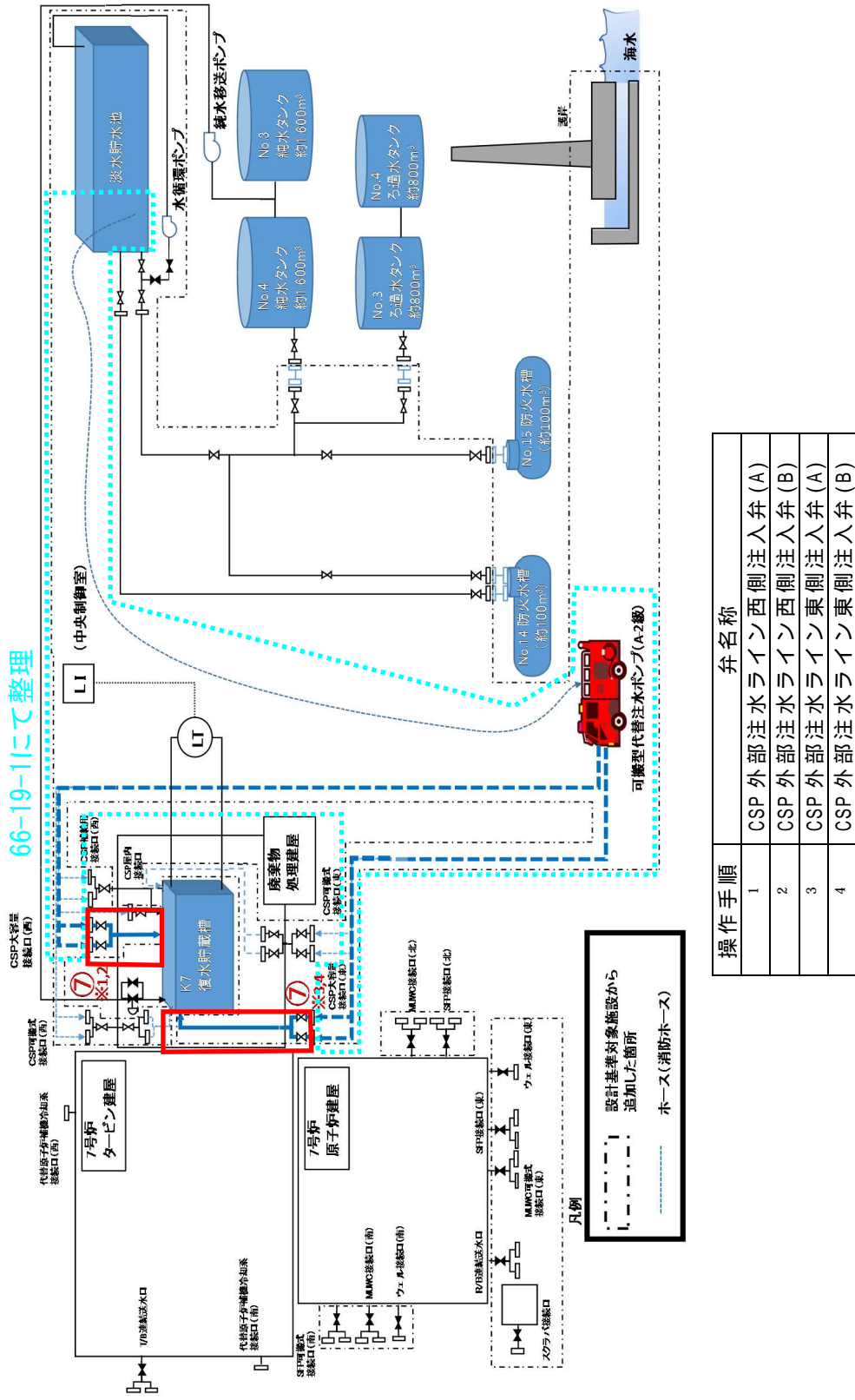
第 1.13.10 図 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給 概要図

操作手順	弁名称
1	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (A)
2	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (B)
3	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (A)
4	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (B)

66-11-2の範囲
赤枠にて示す

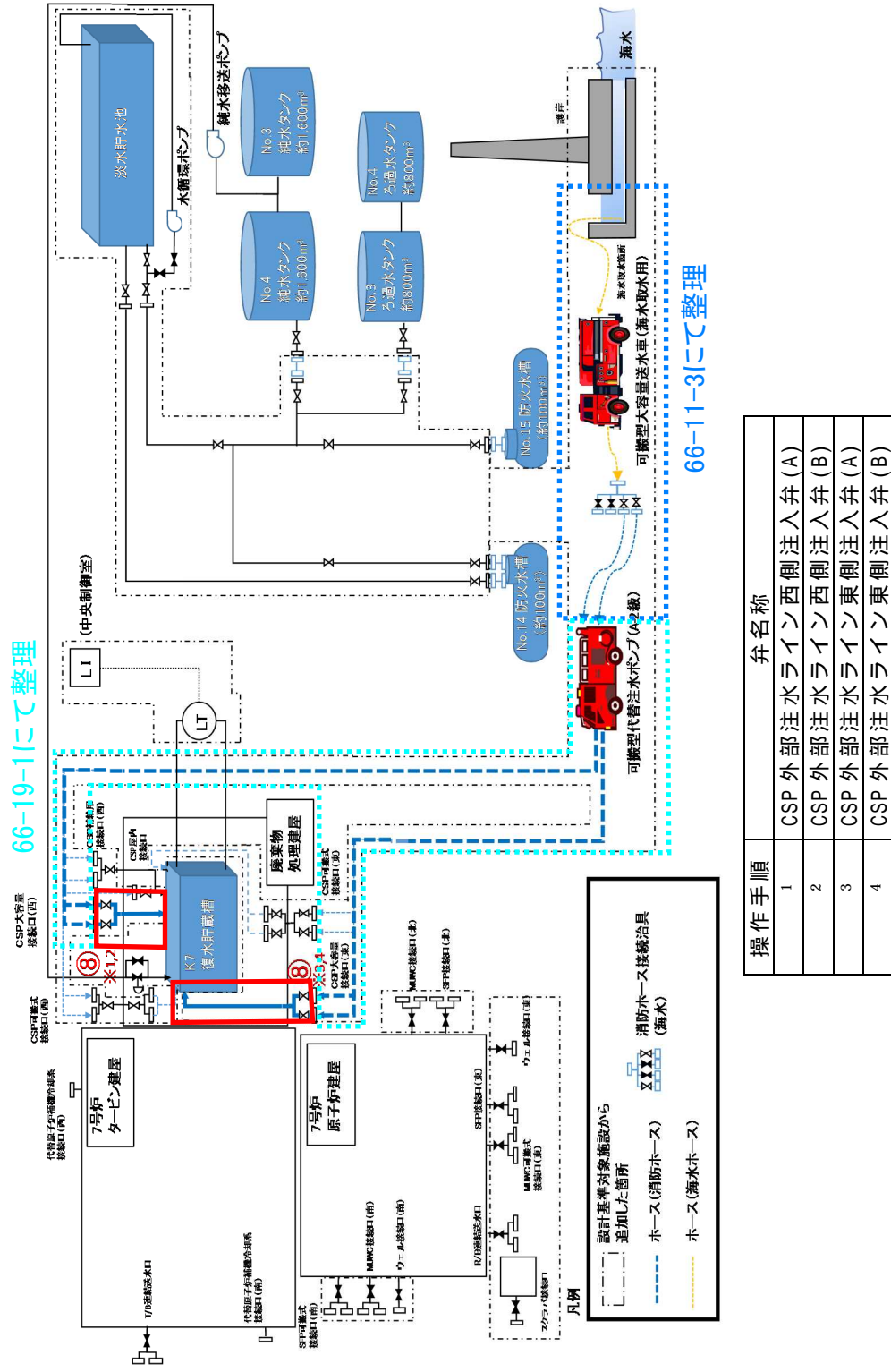
設計基準対象施設から
追加した箇所
ホース (消防ホース)

66-11-2の範囲
赤枠にて示す



第 1.13.14 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給 概要図
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)

66-11-2の範囲
赤枠にて示す



第 1.13.16 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
による復水貯蔵槽への補給 概要図

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 1 「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」

6 6 - 1 1 - 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 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 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) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

添付 - 3 代替措置に関する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文

66-1-1-3 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 ^{*1} 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 高温停止 低温停止 燃料交換	大容量送水車 (海水取水用) 燃料補給設備	1台×2 ^{*2} ※3

※1：1系列とは、大容量送水車 (海水取水用) 1台及び必要なホースをいう。

※2：大容量送水車 (海水取水用) は、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散

配置されていること。

※3：「66-1-2-7 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. 大容量送水車 (海水取水用) を起動し、流量が m^3/h 以上で、吐出圧力が [] MPa [gage] 以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM
2. 大容量送水車 (海水取水用) を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

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、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)
 - 「重大事故等の収束に必要な水の供給設備(手順等)」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故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、必要な設備を設ける (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十分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、低温停止及び燃料交換」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 大容量送水車 (海水取水用) 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 (原子炉建屋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十分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)
- 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ランス頻度の考え方に基づき1年に1回、性能確認を実施する。
 - 確認する吐出圧力及び流量は、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ランス頻度の考え方に基づき可搬型設備は3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。

備考

保安規定 第66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. 動作可能な海水移送設備が2系列未満1系列以上の場合	A1. 当直長は、残りの海水移送設備が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、サブプレッション・チェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。 及び A3. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表66-11-1の所要水位以上であることを確認する。 及び A4. 当直長は、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。 及び A5. 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 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・チェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。 及び B2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表66-11-1の所要水位以上であることを確認する。 及び B3. 当直長は、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。 及び B4. 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 3日間 10日間	
<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。 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及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。</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>【運転、起動及び高温停止】 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。</p> <p>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”であるサブプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽が該当し、保安規定第46条(サブプレッション・チェンバの水位)及び66-11-1(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。</p> <p>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。</p> <p>代替措置は代替品の補充(可搬型ポンプの補充等)又は淡水貯水池からの移送が可能であることの確認をいう。なお、淡水貯水池からの移送が可能であることは、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又はあらかじめ敷設してあるホースを使用した自重による淡水の移送ができることをいう。淡水貯水池からの移送については、海からの移送よりも短時間で準備可能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)</p> <p>淡水貯水池からの移送 <ul style="list-style-type: none"> ・淡水貯水池を水源とした移送(準備時間約225分) ・淡水貯水池を水源とした復水貯蔵槽への補給(準備時間約235分) ・淡水貯水池から防火水槽への補給(準備時間約85分) 海からの移送 <ul style="list-style-type: none"> ・海を水源とした移送(準備時間約315分) ・海を水源とした復水貯蔵槽への補給(準備時間約325分) ・防火水槽への海水補給(準備時間約290分) </p> <p>A5. 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(2N未満(1N以上))の「30日間」とする。</p>				

- B 1., B 2. A 1., A 2. と同様, 対応する設計基準事, 故対処設備を確認する。
 B 3. A 3. と同様。ただし, 完了時間は1N未満のため「3日間」とする。
 B 4. A 4. と同様。ただし, 完了時間は1N未満のため「10日間」とする。

C 1., C 2. 既保安規定と同様の設定とする。

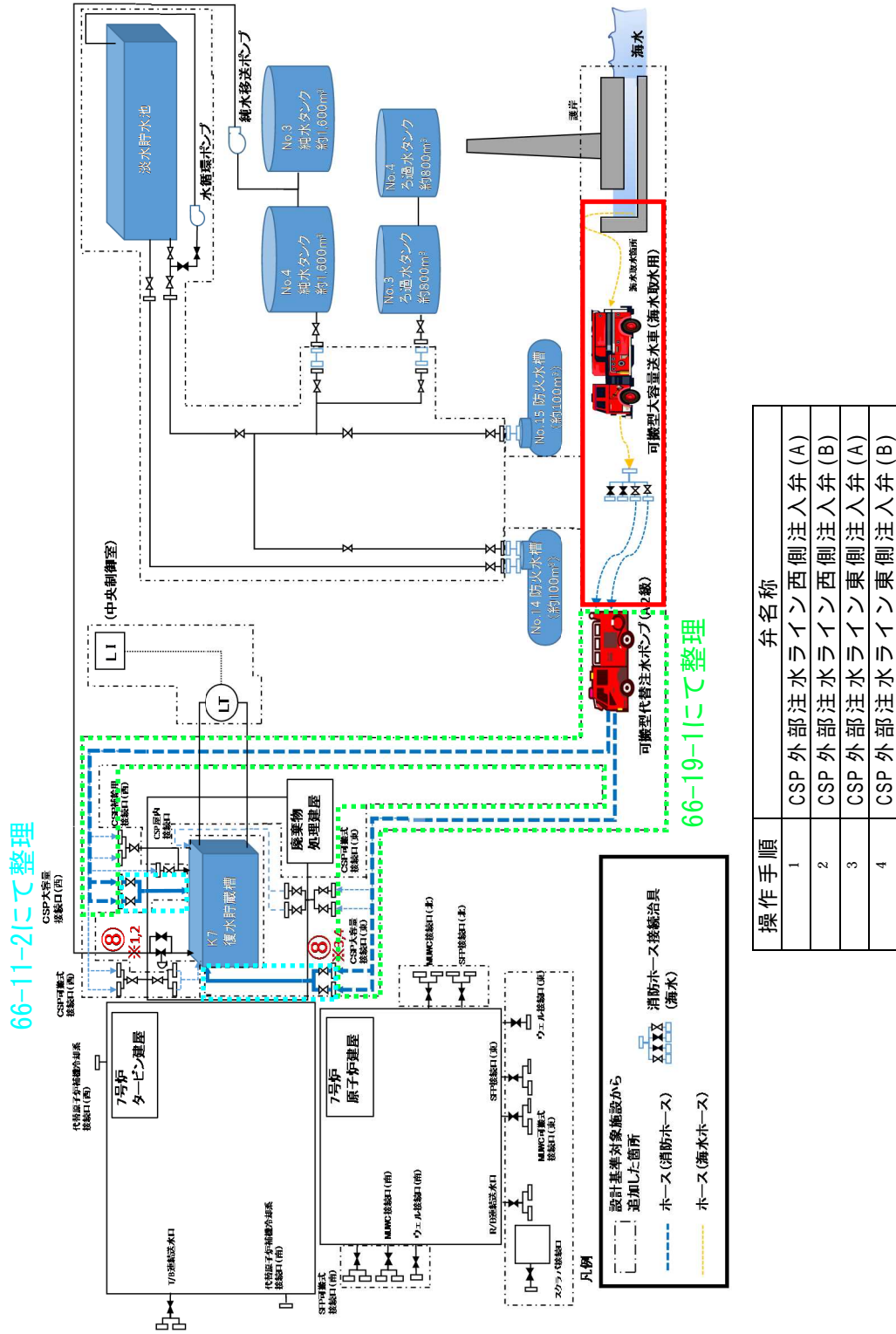
【冷温停止及び燃料交換】

- A 1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。
 A 2. 【運転, 起動及び高温停止】におけるA 2. と同様の考え方であるが, 補給又は確認する水位は, 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, 復水貯蔵槽への補給に期待しなくても注水に使用している復水移送ポンプが停止することがない水位である5.5m以上とする。復水貯蔵槽への補給については, 純水補給水系, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級), 大容量送水車(海水取水用)等の補給可能設備にて実施する。
 完了時間は冷温停止及び燃料交換であることから, “速やかに”とする。
 A 3. 【運転, 起動及び高温停止】におけるA 3. と同様。ただし, 冷温停止及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
運転 起動 高温停止	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は, 高温停止にする。 及び C 2. 当直長は, 冷温停止にする。	24時間 36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	A 1. 原子炉GMI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。 及び A 2. 当直長は, 復水貯蔵槽水位が 5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。 及び A 3. 当直長は, 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。	速やかに 速やかに 速やかに

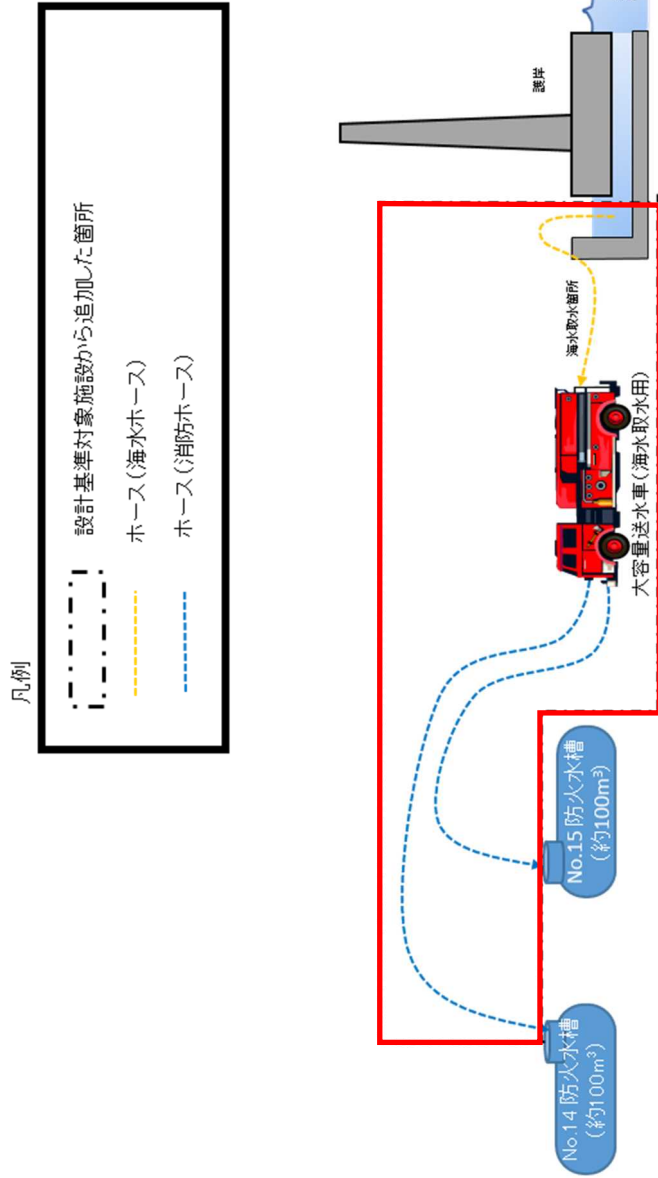
※4：代替品の補充又は淡水貯水池からの移送が可能であることの確認等をいう。

66-11-3の範囲
赤枠にて示す



第 1.13.16 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給 概要図

66-11-3の範囲
赤枠にて示す



第 1.13.26 図 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 概要図

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。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、想定される重大事故等において、重大事故等の収束に必要なとなる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 4 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 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（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台を保管する。

大容量送水車（海水取水用）は、想定される重大事故等において、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 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（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を保管する。

代替水源からの移送ホースは、複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。

5.7.2.4 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。

復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋内に設置し、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。

サプレッション・チェンバは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、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。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）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。

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) 復水貯蔵槽

第 10.13 - 1 表 補給水系主要機器仕様に記載する。

(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) ほう酸水注入系貯蔵タンク

第 6.1.2 - 3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

(4) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

第 4.3 - 1 表 使用済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) 大容量送水車 (海水取水用) (6 号及び 7 号炉共用)

個 数	2 (予備 1)
-----	----------

容 量	900m ³ /h
-----	----------------------

4.5 水の供給設備

4.5.1 ポンプ

名 称		<u>大容量送水車（海水取水用）（6,7号機共用）</u>	
容 量	m ³ /h/個		<input type="text"/>
吐 出 圧 力	MPa		<input type="text"/>
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

【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（水の供給設備）として使用する大容量送水車（海水取水用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（海水取水用）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水を供給するために設置する。

系統構成は、海を水源とし、大容量送水車（海水取水用）により、ホース、弁等を経由して低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び燃料プール代替注水系並びに復水貯蔵槽へ、重大事故等の収束に必要な十分な量の海水を供給できる設計とする。

1. 容量

大容量送水車（海水取水用）の容量は、大容量送水車（海水取水用）の送水先である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からの最大送水流量を上回る容量を基に設定する。

大容量送水車（海水取水用）の送水先である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からの送水流量が最大となるのは、使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系として使用する場合であり、6,7号機同時注水する場合の送水流量は294m³/h（号機当り147m³/h）であるため、大容量送水車（海水取水用）の容量は、294m³/hを上回る m³/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量 m³/h を上回る m³/h/個とする。

2. 吐出圧力

大容量送水車（海水取水用）の吐出圧力は、海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2級）に供給するときのホース圧損、機器圧損、静水頭及び大気圧を基に設定する。

K7 ① V-1-1-5-3 R0

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

ホース圧損	□	MPa
静水頭	□	MPa
機器圧損	□	MPa
大気圧	□	MPa
合計	□	MPa

以上より、大容量送水車（海水取水用）の吐出圧力は□ MPa を上回る□ MPa 以上とする。

公称値については、要求される吐出圧力□ MPa を上回る□ MPa とする。

3. 最高使用圧力

大容量送水車（海水取水用）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプ運転時の吐出圧力を上回る圧力として□ MPa とする。

4. 最高使用温度

大容量送水車（海水取水用）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海水の最高温度 30℃ を上回る□℃ とする。

5. 原動機出力

大容量送水車（海水取水用）の原動機出力は、定格流量である 1500m³/h 時の軸動力を基に設定する。

大容量送水車（海水取水用）の流量が 1500m³/h、吐出圧力が 1.2MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は 602kW となる。

以上より、大容量送水車（海水取水用）の原動機出力は、必要軸動力 602kW を上回る□ kW/個 とする。

6. 個数

大容量送水車（海水取水用）（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として重大事故等の収束に必要な海水を各系統へ供給するために必要な個数である 6,7 号機合計 2 セット 2 個並びの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。

なお、大容量送水車（海水取水用）（原動機含む。）の予備 1 個は、原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）の大容量送水車（熱交換器ユニット用）の予備として保管する。

K7 ① V-1-1-5-3 R0

同等な性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	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	160	170	180	190	200		210	220	230	240	250	260	270	280	290	300
大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水	8	大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプへの送水																														
		大容量送水車移動																														
海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水 (3台使用の場合)	2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 - 荒浜側高台保管場所移動																														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)3台の健全性確認																														
可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水 (3台使用の場合)	1	可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)3台移動 - 配置																														
		送水準備																														
		海水ホース及び海水ホース接続継手接続																														
		大容量送水車ポンプ起動、可搬型代替注水ポンプへ送水開始																														
		315分 大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる送水																														
		送水																														
		送水																														

- MUWC接続口、SFP接続口を使用する場合。
- 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

第 1.13.9 図 海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水 タイムチャート(3/3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時)							備考	
		1	2	3	4	5	6	7		
大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給	緊急時対策要員 8	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜高台移動 ※2								
		大容量送水車等移動								
		ホース(可搬型)敷設								
		大容量送水車起動, 海水供給								

※1 大湊側高台保管場所の大容量送水車(海水取水用)を使用する場合は、約290分で可能である。

※2 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

第 1.13.27 図 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 タイムチャート

