

保安規定第66条

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」

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+追補1 (系統図)

添付-2 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付+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+追補1 (自主対策設備に関する説明)

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																			
<p>表66-9 使用済燃料プールの冷却等のための設備</p> <p>66-9-1 燃料プール代替注水系①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="457 1635 596 2778"> <thead> <tr> <th>項目②</th> <th>運転上の制限③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料プール代替注水系</td> <td>燃料プール代替注水系(常設配管) ※1および燃料プール代替注水系(可搬型)が動作可能であること ※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="676 1635 865 2778"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態④</th> <th>設備⑤</th> <th>所要数⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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</td> <td>大容量送水ポンプ(タイプI)</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料補給設備</td> <td>※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：当該系統に期待されている機能を達成するための使用済燃料プールまでの配管，系統構成に必要な手動弁および接続口を含む。</p> <p>※2：サイフオン防止機能を含む。</p> <p>※3：「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-7 燃料補給設備」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="1304 1635 1493 2778"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(項目なし)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	項目②	運転上の制限③	燃料プール代替注水系	燃料プール代替注水系(常設配管) ※1および燃料プール代替注水系(可搬型)が動作可能であること ※2	適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥	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	大容量送水ポンプ(タイプI)	※3		燃料補給設備	※4	項目	頻度	担当	(項目なし)	—	—	<p>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。</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))</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十四条(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当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、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。 なお、漏えい抑制に必要なサイフオン防止機能を含む。</li> <li>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。</li> <li>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の設備であり、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))</li> </ul> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>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。</p> <p>&lt;参考&gt;大容量送水ポンプ(タイプI) 大容量送水ポンプ(タイプI)が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」に記載する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプI)を重大事故等時において、使用済燃料プール注水時に使用する場合の容量及び揚程を以下に示す。</p> <p>【必要容量】 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シナケンスのうち、「想定事故1」及び「想定事故2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m<sup>3</sup>/h以上を注水可能な設計とする。</p>	
項目②	運転上の制限③																				
燃料プール代替注水系	燃料プール代替注水系(常設配管) ※1および燃料プール代替注水系(可搬型)が動作可能であること ※2																				
適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥																			
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	大容量送水ポンプ(タイプI)	※3																			
	燃料補給設備	※4																			
項目	頻度	担当																			
(項目なし)	—	—																			

【揚程】  
海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に42.1m以上に設定する。

⑦ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。  
要求される措置の内容を踏まえ、各設備が動作不能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。

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))  
A1. 当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。

A2. 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。

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。燃料プール代替注水系(常設配管)が動作不能の場合は、同等の機能を有する燃料プール代替注水系(可搬型)が動作可能であることを確認する。

B1. 当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。

B2. 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。

B3. 当該系統と同等の機能をもつ重大事故等対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。燃料プール代替注水系(可搬型)が動作不能の場合は、同等の機能を有する燃料プール代替注水系(常設配管)が動作可能であることを確認する。

C1.1, C1.2. 当該系統を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。

C2. 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。

C3. 重大事故等対処設備として使用済燃料プールへの注水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、ろ過水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。

【必要容量】

大容量送水ポンプ(タイプI)に比べ、注水量が少ないが、重大事故等へ対処するために使用できれば使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。(添付-3)

【準備時間】

ろ過水系による燃料プール注水は、燃料プール代替注水系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)

(3) 要求される措置

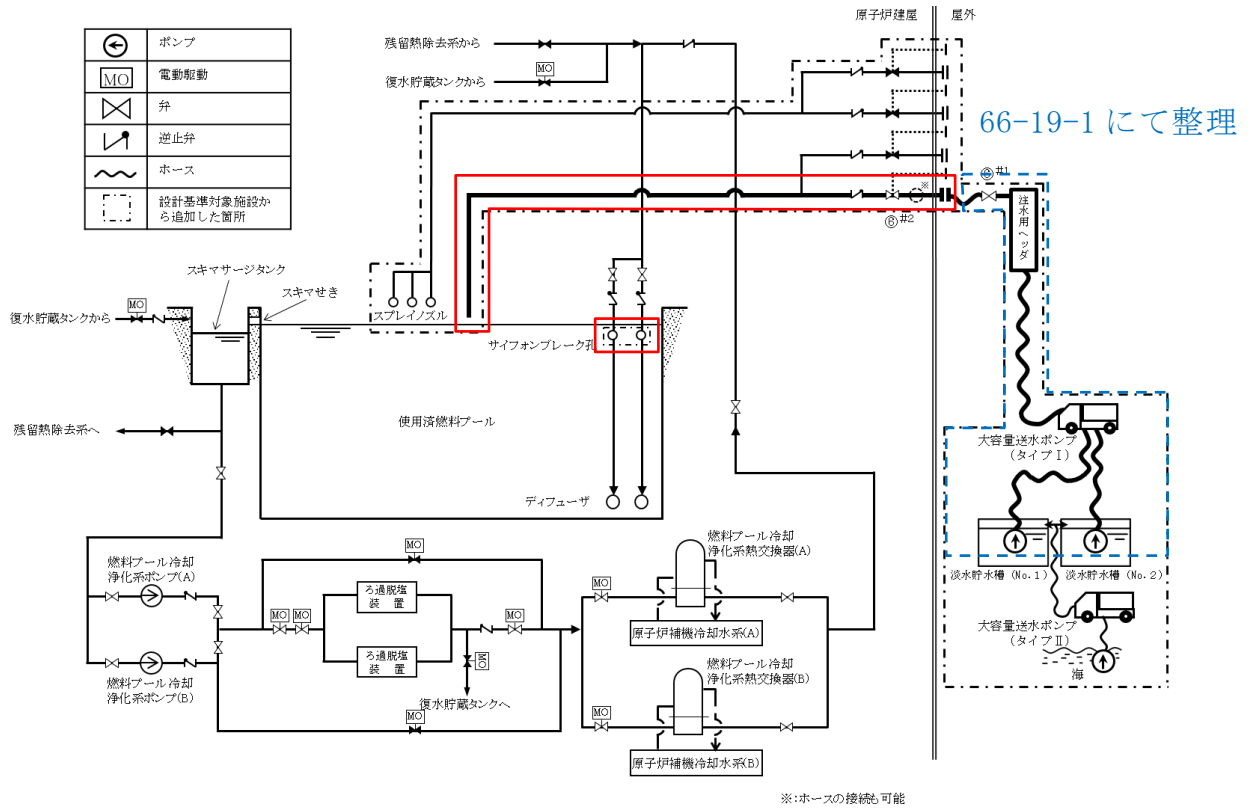
条件⑦	要求される措置⑧	完了時間
A. 燃料プール代替注水系(常設配管)が動作不能の場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに
B. 燃料プール代替注水系(可搬型)が動作不能の場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を開始する。 および B2. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。 および B3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに
C. 燃料プール代替注水系(常設配管)および燃料プール代替注水系(可搬型)が動作不能の場合	C1.1. 防災課長は、燃料プール代替注水系(常設配管)を動作可能な状態へ復旧する措置を開始する。 または C1.2. 防災課長は、燃料プール代替注水系(可搬型)を動作可能な状態へ復旧する措置を開始する。 および C2. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。 および C3. 発電課長は、使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段 <sup>※7</sup> が確保されていることを確認する。	速やかに

※5：燃料プール代替注水系(可搬型)をいう。

※6：燃料プール代替注水系(常設配管)をいう。

※7：ろ過水系による注水をいう。

66-9-1 の範囲  
赤枠にて示す

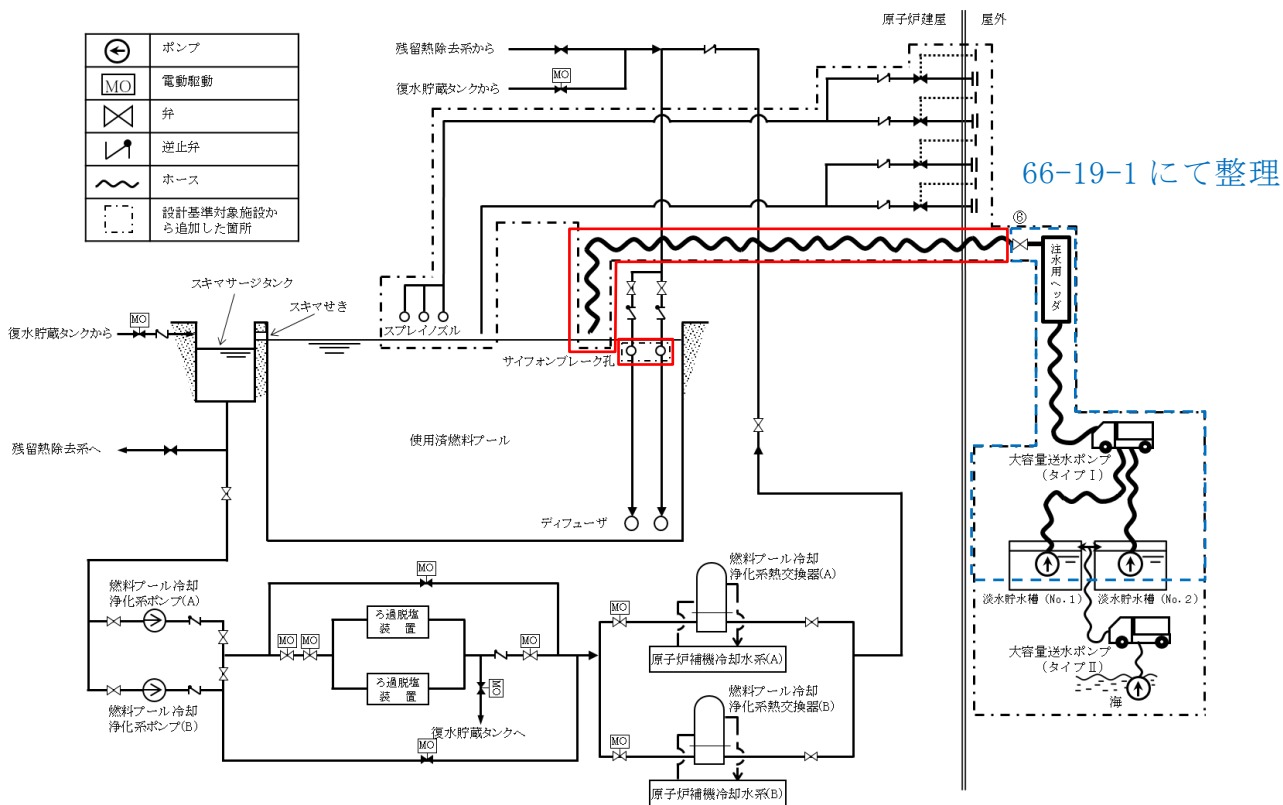


操作手順	弁名称
⑥ #1	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁
⑥ #2	原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.11-5 図 燃料プール代替注水系 (常設配管) 概要図





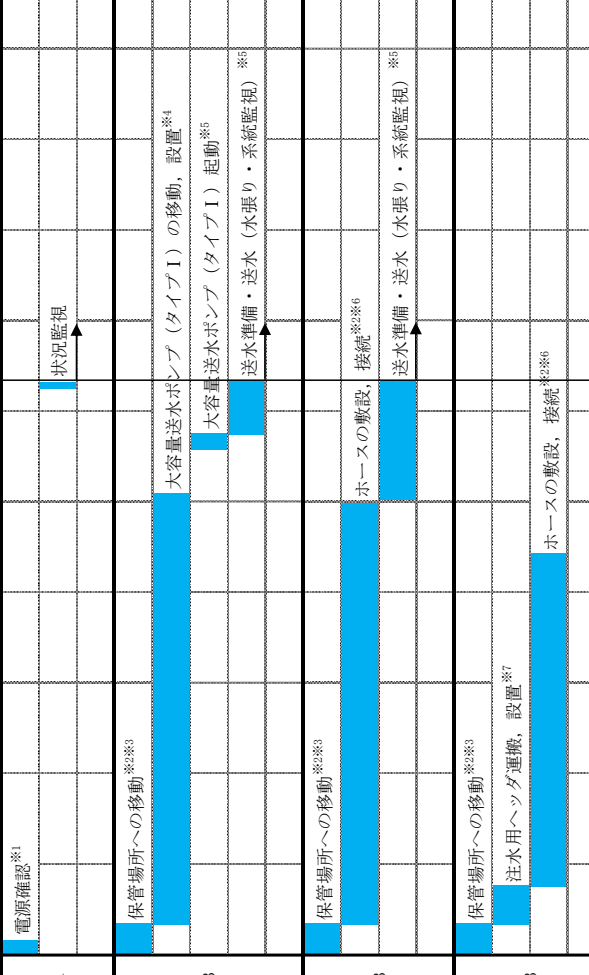
操作手順	弁名称
⑥	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁

第 1.11-9 図 燃料プール代替注水系 (可搬型) 概要図

準備時間  
関連個所を赤枠にて示す

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水	運転員 (中央制御室) A														
	重大事故等対応要員A~C														
【燃料プール注水接続口 (北) 又は燃料プール注水接続口 (東) を使用する場合】	重大事故等対応要員D~F														
	重大事故等対応要員G~I														

380分  
燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水



※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及びび4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッジの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及びび大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※6: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※7: 注水用ヘッジの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッジの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.11-6 図 燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水 【燃料プール注水接続口(建屋内)を使用する場合】	運転員(中央制御室) A	1	電源確認 <sup>※1</sup>											操作手順
		2	移動・扉開放 <sup>※2</sup>											
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>											
			大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動、設置 <sup>※5</sup>											
			大容量送水ポンプ(タイプ1)起動 <sup>※6</sup>											
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>											
			ホースの敷設、接続 <sup>※3※7</sup>											
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>											
			注水用ヘッダ運搬、設置 <sup>※8</sup>											
			ホースの敷設、接続 <sup>※3※7</sup>											

380分 燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 大容量送水ポンプ(タイプ1)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及びび4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.11-7 燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考																																																																																																																																																																																																																
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10																																																																																																																																																																																																																	
燃料プールの代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水  【燃料プール注水接続口(建屋内)を使用する場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)】	運転員(中央制御室) A																																																																																																																																																																																																																											
	電源確認 <sup>※1</sup>																																																																																																																																																																																																																											
	燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水																																																																																																																																																																																																																											
	380分																				状況監視																				③																				⑦, ⑧																				④ <sup>c</sup>																				⑤, ⑥																				④ <sup>c</sup>																				⑤, ⑥																				④ <sup>c</sup>																				⑤, ⑥																				④ <sup>c</sup>																			
	状況監視																																																																																																																																																																																																																											
	③																																																																																																																																																																																																																											
	⑦, ⑧																																																																																																																																																																																																																											
	④ <sup>c</sup>																																																																																																																																																																																																																											
	⑤, ⑥																																																																																																																																																																																																																											
	④ <sup>c</sup>																																																																																																																																																																																																																											
⑤, ⑥																																																																																																																																																																																																																												
④ <sup>c</sup>																																																																																																																																																																																																																												
⑤, ⑥																																																																																																																																																																																																																												
④ <sup>c</sup>																																																																																																																																																																																																																												

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※3: 燃料プール注水接続口(建屋内)を使用する場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)  
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間  
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間  
 ※6: ホースの敷設、接続、貫通孔の開放  
 ※7: 注水用ヘッダの運転、設置  
 ※8: 緊急時対策所から原子炉建屋内までの移動を想定した移動時間  
 ※9: 水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.11-8 燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	運転員(中央制御室) A	1	電源確認 <sup>※1</sup>												操作手順
			燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水 380分												
	3	保管場所への移動 <sup>※2,※3</sup>													
		大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動, 設置 <sup>※4</sup>													
	3	保管場所への移動 <sup>※2,※3</sup>													
		ホースの敷設, 接続 <sup>※5,※6</sup>													
	3	保管場所への移動 <sup>※2,※3</sup>													
		注水用ヘッダ運搬, 設置 <sup>※7</sup>													
	3	保管場所への移動 <sup>※2,※3</sup>													
		ホースの敷設, 接続 <sup>※5,※6</sup>													
3	保管場所への移動 <sup>※2,※3</sup>														
	ホースの敷設, 接続 <sup>※5,※6</sup>														
3	保管場所への移動 <sup>※2,※3</sup>														
	使用済燃料プール注水・スプレイ貫通孔の開放 <sup>※9</sup>														
3	保管場所への移動 <sup>※2,※3</sup>														
	水密蓋の開放 <sup>※9</sup>														

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア及び原子炉建屋内、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間(余裕を見込んだ時間)  
 ※4: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間(余裕を見込んだ時間)  
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間(余裕を見込んだ時間)  
 ※8: 緊急時対策所から原子炉建屋内までの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9: 水密蓋等の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.11-10 図 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水 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								
ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水	運転員 (中央制御室) A	1	電源確認※1	系統構成、ポンプ起動※2												操作手順 ② ③、④、⑤ ⑧ ⑥
		2	移動※3													
	1															
	2															

45分  
ろ過水ポンプによる使用済燃料  
プールへの注水

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間  
 ※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間に見込んだ時間  
 ※4：機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.11-12 図 ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水 タイムチャート



自主対策設備に関する説明  
関連個所を下線にて示す

(b) 漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール冷却浄化系戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、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ことで、漏えいを停止する手段がある。

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・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、大容量送水ポンプ(タイプ I)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ・接続口、燃料プール冷却浄化系配管・弁、使用済燃料プール及び燃料補給設備を重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)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。

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、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ろ過水ポンプ，ろ過水タンク，ろ過水系配管・弁

耐震性は確保されておらず，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）に比べ，注水量が少ないが，重大事故等へ対処するために使用できれば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ため，使用済燃料プールへの注水を確保するための手段となり得る。

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時，使用済燃料プールへのスプレイにより，燃料損傷を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減する手段がある。

i. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・燃料プール冷却浄化系配管・弁
- ・スプレイノズル
- ・使用済燃料プール
- ・燃料補給設備

保安規定第66条

表66-9「使用済燃料プールの冷却等のための設備」

66-9-2「燃料プールスプレイ系」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

添付-3 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (自主対策設備に関する説明)

66-9-2 燃料プールのスプレイ系①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
燃料プールのスプレイ系	燃料プールのスプレイ系(常設配管)※1および燃料プールのスプレイ系(可搬型)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
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	大容量送水ポンプ(タイプI)	※2
	燃料補給設備	※3
	スプレイノズル	12個※4

※1：当該システムに期待されている機能を達成するための使用済燃料プールまでの配管，系統構成に必要な手動弁および接続口を含む。

※2：「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」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。

※4：常設配管用6個(3個×2)および可搬型用6個(3個×2)をいう。

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. スプレイノズルが使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	防災課長

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

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、燃料プールのスプレイ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、使用済燃料プールからの大量の漏えいその他の原因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料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。
- ・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 燃料プールのスプレイ系は、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))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ スプレイノズルは、2N要求設備であり、常設配管に3個、可搬型に3個使用することから12個を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1),添付-3)

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)

大容量送水ポンプ(タイプI)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。

<参考>大容量送水ポンプ(タイプI)

大容量送水ポンプ(タイプI)が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」に記載する。

大容量送水ポンプ(タイプI)を重大事故等時において、使用済燃料プールのスプレイ時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】**  
 使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7m<sup>3</sup>/h であり、また、NEI06-12における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm (約 45.4m<sup>3</sup>/h) である。さらに、スプレイノズル1個当たりの必要流量が 42m<sup>3</sup>/h であり、スプレイノズル3個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m<sup>3</sup>/h が必要であることから、126m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

**【揚程】**  
 海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に 116.1m に設定する。

a. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目 1 が該当。  
 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき可搬型設備は3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。

スプレイノズルについては、外観点検でつまり等がないことを確認し、必要な機能を満足していることを確認する。

(3) 要求される措置

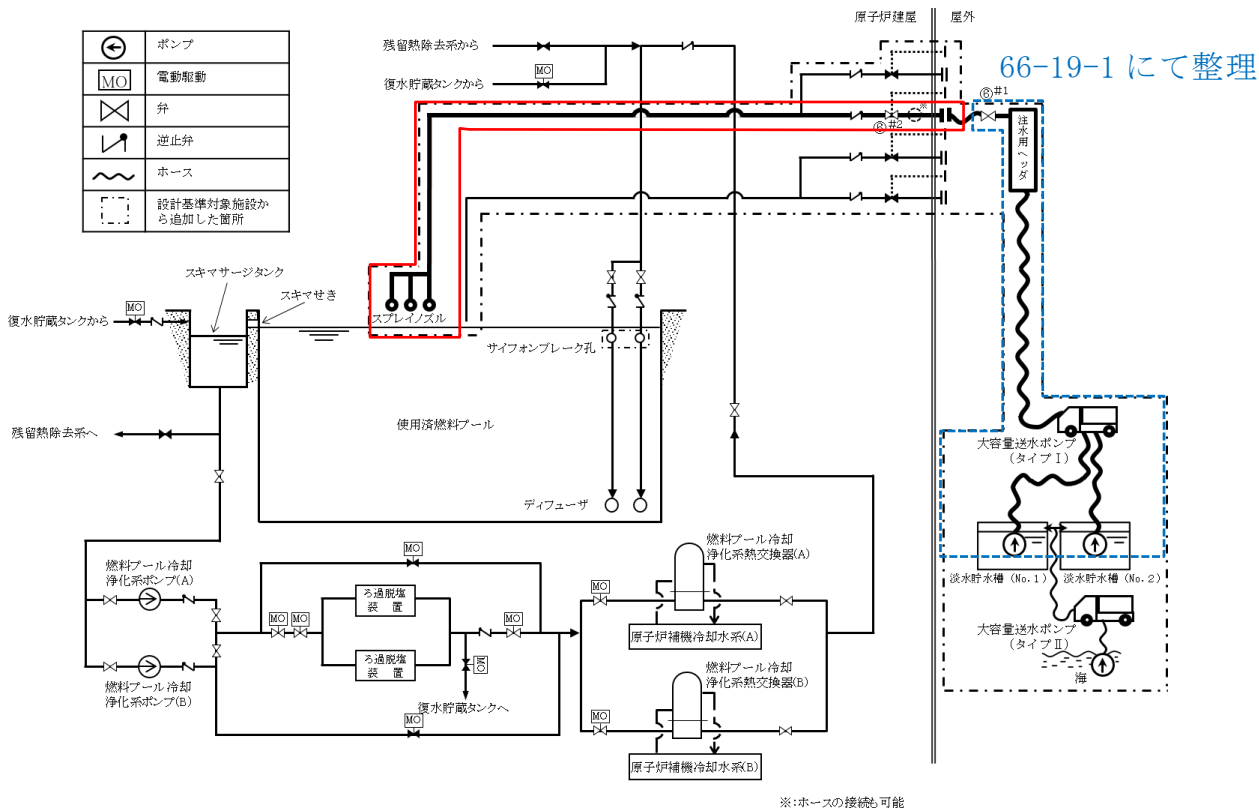
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 燃料プールスプレイ系(常設配管)が動作不能の場合	要求される措置⑨ A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。 および A3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに
B. 燃料プールスプレイ系(可搬型)が動作不能の場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 発電課長は、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および水温が 65℃以下であることを確認する。 および B3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに

- ⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。  
 要求される措置の内容を踏まえ、各設備が動作不能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。
- ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4.3(2), (3))
- A1. 当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。  
 A2. 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。  
 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。燃料プールスプレイ系(常設配管)が動作不能の場合は、同等の機能を有する燃料プールスプレイ系(可搬型)が動作可能であることを確認する。  
 B1. 当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。  
 B2. 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。  
 B3. 当該系統と同等の機能をもつ重大事故等対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。燃料プールスプレイ系(可搬型)が動作不能の場合は、同等の機能を有する燃料プールスプレイ系(常設配管)が動作可能であることを確認する。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
C. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）および燃料プールのスプレイ系（可搬型）が動作不能の場合	<p>C1. 1. 防災課長は、燃料プールのスプレイ系（常設配管）を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。または</p> <p>C1. 2. 防災課長は、燃料プールのスプレイ系（可搬型）を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。および</p> <p>C2. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。および</p> <p>C3. 防災課長は、使用済燃料プール内燃料体等にスプレイするための手段*7が確保されていることを確認する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	<p>C1. 1., C1. 2. 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。</p> <p>C2. 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>C3. 重大事故等対処設備として使用済燃料プールへの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、化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールのスプレイ系（常設配管）を用いた使用済燃料プールへのスプレイ機能が確保されていることを“速やかに”確認する。</p> <p>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために使用できれば使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する手段として有効であるため、使用済燃料プールへのスプレイの代替手段である。（添付-3）</p> <p><b>【準備時間】</b>            化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールのスプレイ系（常設配管）を用いた使用済燃料プールへのスプレイは、燃料プールのスプレイ系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。（添付-2）</p>	
	<p>※5：燃料プールのスプレイ系（可搬型）をいう。</p> <p>※6：燃料プールのスプレイ系（常設配管）をいう。</p> <p>※7：化学消防自動車および大型化学高所放水車による燃料プールのスプレイ系（常設配管）を用いたスプレイをいう。</p>			



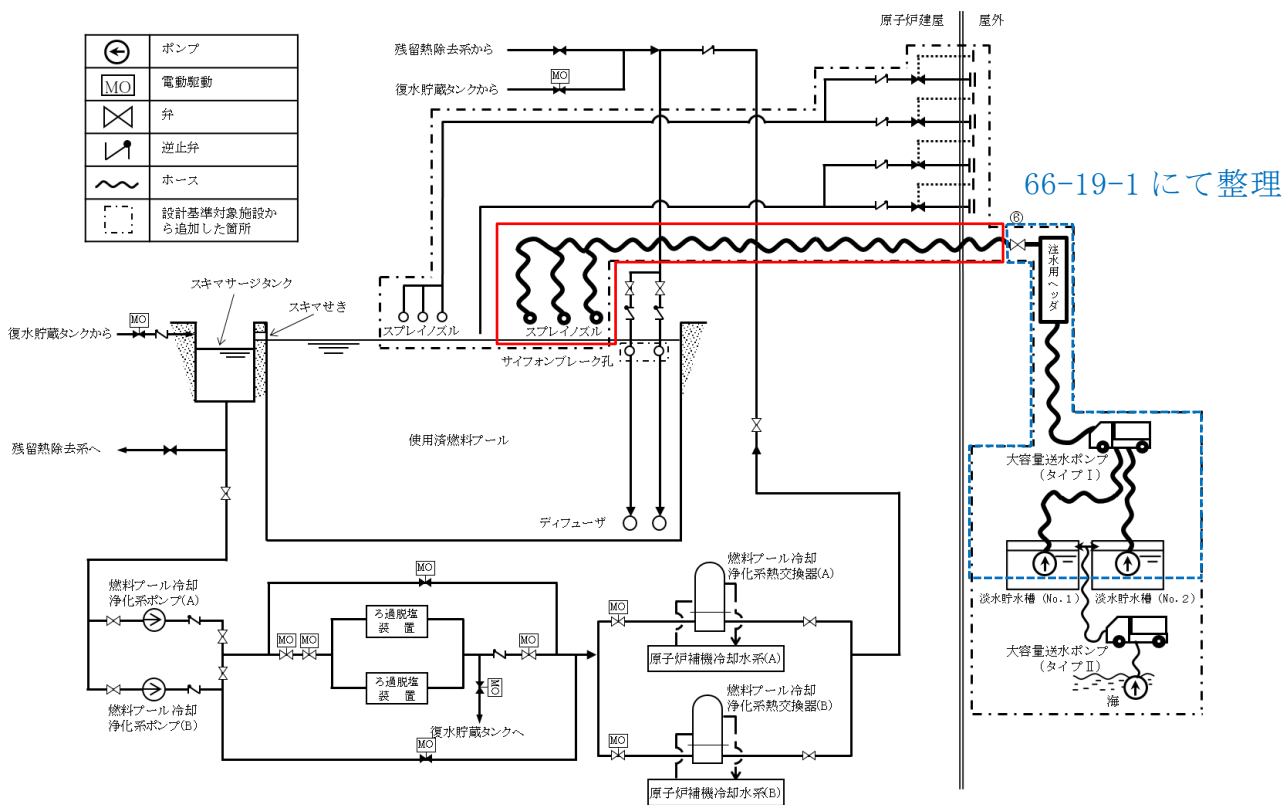
66-9-2 の範囲  
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
⑥ #1	燃料プール注水・スプレイ（常設配管）弁
⑥ #2	原子炉建屋東側燃料プールスプレイ元弁

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.11-13 図 燃料プールスプレイ系（常設配管） 概要図



操作手順	弁名称
⑥	燃料プール注水・スプレイ（可搬型）弁

第 1.11-17 図 燃料プールスプレイ系（可搬型） 概要図

準備時間  
関連個所を赤字にて示す

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
燃料プールのスプレイ系 (常設配管) による使用済燃料プールへのスプレイ  【燃料プールのスプレイ接続口 (北) 又は燃料プールのスプレイ接続口 (東) を使用する場合】	運転員 (中央制御室) A	1	電源確認 <sup>※1</sup>												燃料プールのスプレイ系 (常設配管) による使用済燃料プールへのスプレイ 380分	操作手順	
			状況監視														
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>													④ <sup>9)</sup>	
			大容量送水ポンプ (タイプI) の移動、設置 <sup>※4</sup>														
			大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 <sup>※5</sup>														
	重大事故等対応要員D~F	3	送水準備・送水 (水張り・系統監視) <sup>※6</sup>													④ <sup>9)</sup>	
			ホースの敷設、接続 <sup>※2※6</sup>														
			送水準備・送水 (水張り・系統監視) <sup>※5</sup>														
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>													④ <sup>9)</sup>	
			注水用ヘッド運搬、設置 <sup>※7</sup>														
			ホースの敷設、接続 <sup>※2※6</sup>														

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4：大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※5：大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※6：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※7：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.11-14 図 燃料プールのスプレイ系 (常設配管) による使用済燃料プールへのスプレイ タイムチャート

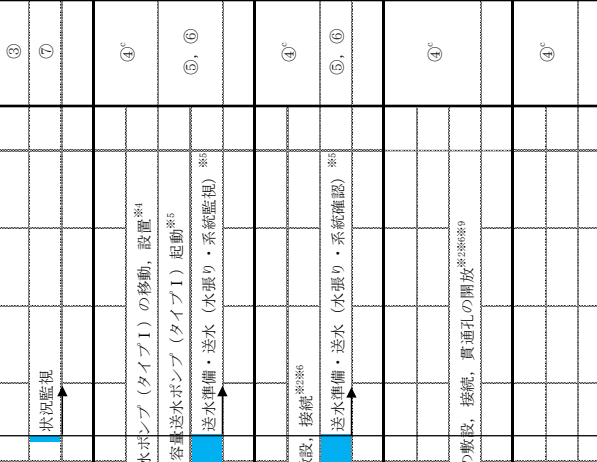
手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ  【燃料プールのスプレイ接続口(建屋内)を使用する場合】	運転員(中央制御室) A	1	電源確認 <sup>※1</sup>												操作手順
		2	移動・扉開放 <sup>※2</sup>												
	3	保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>													
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動、設置 <sup>※5</sup>													
	3	重大事故等対応要員A~C													
		大容量送水ポンプ(タイプI)起動 <sup>※6</sup>													
	3	重大事故等対応要員D~F													
		保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>													
	3	重大事故等対応要員G~I													
		注水用ヘッダ運転、設置 <sup>※8</sup>													

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 注水用ヘッダの運転距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.11-15 燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ 【燃料プールのスプレイ接続口(建屋内)を使用する場合(故障による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)】	運転員(中央制御室) A														
	重大事故等対応要員A~C														
	重大事故等対応要員D~F														
	重大事故等対応要員G~I														
	運転員(現場) B, C														
	重大事故等対応要員J														

380分  
燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：大容量送水ポンプ(タイプ1)の保管場所(第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア)から原子炉建屋内、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所(第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア)までを想定した移動時間  
 ※3：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間  
 ※4：大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5：大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8：緊急時対策所から原子炉建屋内までの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9：水配管等の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.11-16 図 燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
燃料プールのスプレイ系 (可搬型) による使用済燃料プールへのスプレイ	運転員 (中央制御室) A	1	電源確認 <sup>※1</sup>											操作手順
		3	保管場所への移動 <sup>※2,3</sup>											
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 (タイプ1) の移動, 設置 <sup>※4</sup>											
		5, 6	大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動, 設置 <sup>※5</sup>											
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 <sup>※2,3</sup>											
		4, 5, 6	ホースの敷設, 接続 <sup>※6</sup>											
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 <sup>※2,3</sup>											
		4	注水用ヘッダ運搬, 設置 <sup>※7</sup>											
	運転員 (現場) B, C 重大事故等対応要員J	3	保管場所への移動 <sup>※2,3</sup>											
		4	ホースの敷設, 接続 <sup>※6</sup>											

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア及び原子炉建屋内、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間  
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ1) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※6: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※8: 緊急時対策所から原子炉建屋内までの移動を想定した移動時間に見込んだ時間  
 ※9: 水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.11-18 図 燃料プールのスプレイ系 (可搬型) による使用済燃料プールへのスプレイ タイムチャート



手順の項目	要員の数	経過時間(分)												備考			
		0	20	40	60	80	100	120	140	160	180						
化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールのスプレイ系(常設配管)を用いた使用済燃料プールへのスプレイ開始	運転員(中央制御室) A	1	電源確認 <sup>※1</sup>													③	
				状況監視													⑦
	初期消火要員(消防車隊) A~C	3		保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>													④
				化学消防自動車の移動・設置 <sup>※4</sup>													
				ホース敷設, 接続 <sup>※5</sup>													
				送水準備・送水(機関操作) <sup>※6</sup>													
初期消火要員(消防車隊) D~F	3		保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>													④	
			大型化学高所放水車の移動・設置 <sup>※4</sup>														
			ホース敷設, 接続 <sup>※5</sup>														
			送水準備・送水(機関操作) <sup>※6</sup>														

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 化学消防自動車の保管場所の保管場所は第3保管エリア及び第4保管エリア、大型化学高所放水車の保管場所は第1保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 事務本館又は事務建屋から第1保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間  
 ※4: 化学消防自動車及び大型化学高所放水車の移動距離として、第1保管エリアから原予炉建屋までを想定した移動時間と化学消防自動車放水訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※5: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※6: 化学消防自動車放水訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.11-20 図 化学消防自動車及び大型化学高所放水車による使用済燃料プールへのスプレイ タイムチャート

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

#### 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（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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、1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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、1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各システム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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各システム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。

スプレイノズルは、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ことができるものを燃料プールのスプレイ系（常設配管）として1セット3個、また、燃料プールのスプレイ系（可搬型）として1セット3個使用する。保有数は、2セット 12 個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計 13 個を保管する。

使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）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にわたり水位を測定できる設計とする。

使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）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の範囲にわたり水位を測定できる設計とする。

使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲にわたり温度を測定できる設計とする。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において可視光カメラにより使用済燃料プールの状況が把握できる設計とする。

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

燃料プール冷却浄化系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニ

設備仕様  
 関連個所を赤枠にて示す

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（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

台 数	4（予備 1）
容 量	約 1,440m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）
揚 程	約 122m

b. スプレイノズル

個 数	12（予備 1）
-----	----------

- (2) 放水設備（大気への拡散抑制設備）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ II）

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に記載する。

自主対策設備に関する説明 関連個所を下線にて示す
-----------------------------

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ ホース延長回収車
- ・ 燃料補給設備
- ・ 貯留堰
- ・ 取水口
- ・ 取水路
- ・ 海水ポンプ室

なお、大気への放射性物質の拡散抑制の操作手順については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プールスプレイで使用する設備のうち、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ・接続口、燃料プール冷却浄化系配管・弁、スプレイノズル、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。淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2)は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置付ける。

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備のうち、大容量送水ポンプ(タイプⅡ)、ホース、放水砲、ホース延長回収車、燃料補給設備、貯留堰、取水口、取水路及び海水ポンプ室は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。

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

- ・シール材，接着剤，ステンレス鋼板及び吊り下ろしロープ

プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があり，また，漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があるため効果に不確実さはあるものの，大量の水の漏えいを緩和する手段となり得るため，使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。

- ・化学消防自動車，大型化学高所放水車及びろ過水タンク

化学消防自動車，大型化学高所放水車及びろ過水タンクについては，耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために使用できれば使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する手段として有効であるため，使用済燃料プールへのスプレイの代替手段となり得る。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

重大事故等時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する



保安規定第66条

表66-9 「使用済燃料プールの冷却等のための設備」

66-9-3 「使用済燃料プールの除熱」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付+追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

- 66-9-3 使用済燃料プールの除熱①
- (1) 運転上の制限
- 項目② 運転上の制限③
- 使用済燃料プールの除熱
- 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱※1が可能であること※2
- | 適用される原子炉の状態④   | 設備⑤            | 所要数⑥ |
|----------------|----------------|------|
| 燃料プール冷却浄化系ポンプ  | 燃料プール冷却浄化系ポンプ  | 1台   |
| 燃料プール冷却浄化系熱交換器 | 燃料プール冷却浄化系熱交換器 | 1基   |
| 原子炉補機代替冷却水系    | 原子炉補機代替冷却水系    | ※3   |
| 常設代替交流電源設備     | 常設代替交流電源設備     | ※4   |
| 可搬型代替交流電源設備    | 可搬型代替交流電源設備    | ※5   |
- ※1：燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱とは、ろ過脱塩装置バイパス運転による除熱をいう。
- ※2：必要な弁、配管およびスキマタンクを含む。
- ※3：「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」において運転上の制限等を定める。
- ※4：「66-1-2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※5：「66-1-2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- (2) 確認事項
- 項目⑦
- | 項目⑦   | 頻度     | 担当   |
|---|--------|------|
| 1. 燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が□m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が□m以上であることを確認する。  | 1年に1回  | 発電課長 |
| 2. FPCろ過脱塩装置入口第一弁、FPCろ過脱塩装置入口第二弁、FPC熱交換器(A)入口弁、FPC熱交換器(B)入口弁、FPCろ過脱塩装置出口弁およびFPCろ過脱塩装置バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。 | 1年に1回  | 発電課長 |
| 3. 燃料プール冷却浄化系ポンプが起動すること※6を確認する。   | 1ヶ月に1回 | 発電課長 |
- ※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。
- ① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十四条（1.11）が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱が可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）
- 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十四条（1.11）  
「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当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
- ④ 燃料プール冷却浄化系は、重大事故等発生時に使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止するために、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「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)）
- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ 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兼用しており、想定される重大事故等発生時において、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を1台及び1基で除熱できることから、1台及び1基を所要数とする。（添付-2）
- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2）
- a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）  
項目1, 2が該当。  
点検計画に合わせ、性能確認を実施する。  
項目1は、ろ過脱塩装置バイパスの系統構成（項目2）後に実施する。  
確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。（添付-2）  
弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、FPCろ過脱塩装置入口第一弁、FPCろ過脱塩装置入口第二弁、FPC熱交換器(A)入口弁、FPC熱交換器(B)入口弁、FPCろ過脱塩装置出口弁及びFPCろ過脱塩装置バイパス弁を対象とする。
- b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）  
項目3が該当。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 要求される措置

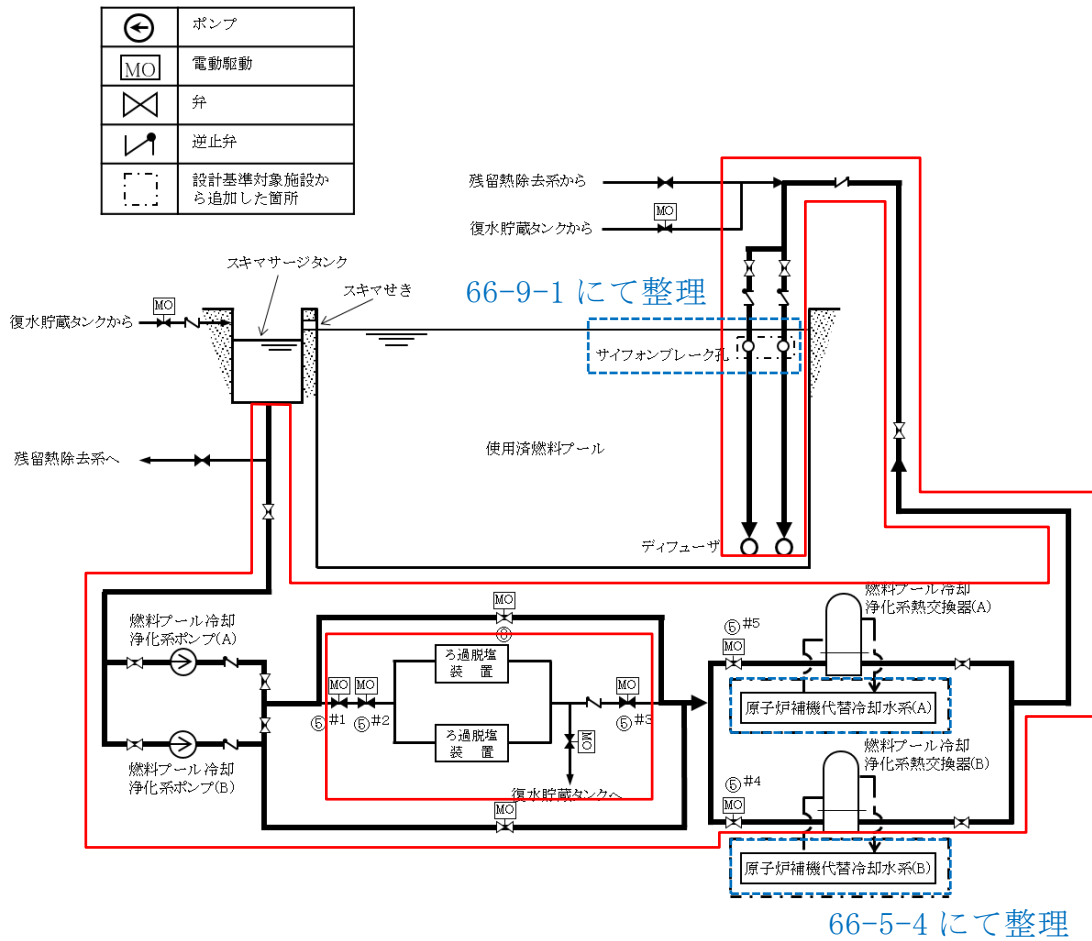
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができない場合	A1. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。 および A3. 発電課長および防災課長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに     速やかに   速やかに

※7：燃料プール代替浄化系による使用済燃料プールへの注水および残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱が要求される措置A2の評価時間内に実施可能であることを確認する。燃料プール代替浄化系については、ホースの事前接続等の補完措置を含む。残留熱除去系については管理的手段により確認する。

頻度は、設計基準事故対処設備のサーベラインス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。

- ⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。  
燃料プール冷却浄化系は、1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合を条件として設定する。
- ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))
  - A1. 当該系統を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。
  - A2. 重大事故等発生時の時間余裕を確認するため、使用済燃料プールの水温が65℃(保安規定第54条(使用済燃料プールの水位・温度)の運転上の制限)に到達するまでの時間を“速やかに”評価する。
  - A3. 燃料プール冷却浄化系が動作不能となった場合は、代替措置として燃料プール代替注水系(常設配管)又は燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールの注水及び残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱がA2の評価時間内に実施可能であることを“速やかに”確認する。  
なお、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、残留熱除去系は保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)で待機が要求されているため、管理的手段による確認とする。

66-9-3 の範囲  
赤枠にて示す (ろ過脱塩装置を除く)



操作手順	弁名称
⑤ #1	FPC ろ過脱塩装置入口第一弁
⑤ #2	FPC ろ過脱塩装置入口第二弁
⑤ #3	FPC ろ過脱塩装置出口弁
⑤ #4	FPC 熱交換器 (B) 入口弁
⑤ #5	FPC 熱交換器 (A) 入口弁
⑧	FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (A)

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.11-23 図 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 概要図  
原子炉補機代替冷却水系 (A) を使用する場合

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

#### 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（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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、1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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、1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各システム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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各システム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。

スプレイノズルは、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ことができるものを燃料プールのスプレイ系（常設配管）として1セット3個、また、燃料プールのスプレイ系（可搬型）として1セット3個使用する。保有数は、2セット12個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計13個を保管する。

使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）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にわたり水位を測定できる設計とする。

使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）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の範囲にわたり水位を測定できる設計とする。

使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲にわたり温度を測定できる設計とする。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において可視光カメラにより使用済燃料プールの状況が把握できる設計とする。

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

燃料プール冷却浄化系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニ



設備仕様 関連個所を赤枠にて示す
---------------------

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（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

台 数	4（予備 1）
容 量	約 1,440m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）
揚 程	約 122m

b. スプレイノズル

個 数	12（予備 1）
-----	----------

- (2) 放水設備（大気への拡散抑制設備）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ II）

第 5.7-1 表 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の主要機器仕様に記載する。



## b. 放水砲

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

## (3) 使用済燃料プール監視設備

## a. 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

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	水位	1
	温度	1（検出点 2 箇所）
計測範囲	水位	-4,300mm～7,300mm <sup>※1</sup> (O. P. 21620mm～O. P. 33220mm)
	温度	0～120℃

## b. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

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 15 箇所）
計測範囲	水位 0～7,010mm <sup>※1</sup> (O. P. 25920mm～O. P. 32930mm)
	温度 0～150℃

## c. 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

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. 使用済燃料プール監視カメラ

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
-----	---

※1：基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O. P. 25920mm）

## (4) 燃料プール冷却浄化系

## a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

台 数	1（予備1）
-----	--------

容 量	約 160m <sup>3</sup> /h
-----	------------------------

全揚程	約 80m
-----	-------

## b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

基 数	1（予備1）
-----	--------

伝熱容量	約 1.26MW
------	----------

## (5) 原子炉補機代替冷却水系

## a. 熱交換器ユニット

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. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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。

設定根拠  
 関連個所を下線にて示す

名 称		燃料プール冷却浄化系ポンプ (設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用)
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<input type="text" value="160"/> 以上 (160)
揚 程	m	<input type="text" value="80"/> 以上 (80)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	75
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

燃料プール冷却浄化系ポンプは、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化することを目的とし、燃料プール水を燃料プール冷却浄化系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置に水を供給し、使用済燃料プールへ戻すために設置する。

・重大事故等対処設備

燃料プール冷却浄化系ポンプは、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、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設置する。

系統構成は、使用済燃料プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器を介して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの容量は、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量として、 m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

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

公称値については、 160m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの揚程は、下記を考慮する。

① 水源と移送先の圧力差： m

② 静水頭： m

燃料プール通常水位とスキマサージタンク水位低レベルの標高差

③ 配管・機器圧力損失： m

④ 合計： m

上記より、設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの揚程は、④の合

O2 ⑥ VI-1-1-4-2-2-1-2 R1

O 2 ⑥ VI-1-1-4-2-2-1-2 R 1

計  m を上回る  m 以上とする。  
 燃料プール冷却浄化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  80m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠  
 設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

① 静水頭： MPa

② 締切揚程： MPa

③ 合計： MPa

上記より、燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用圧力は、③の合計  MPa を上回る 1.37 MPa とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の使用圧力は、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。

4. 最高使用温度の設定根拠  
 設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの最高使用温度は、スキマサージタンクの最高使用温度と同じ 66℃とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプを重大事故等時において使用する場合の使用温度は、重大事故等時におけるスキマサージタンクの使用温度と同じ 66℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠  
 設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

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

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

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

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

ここで、  
 P : 軸動力 (kW)  
 P<sub>w</sub> : 水動力 (kW)  
 ρ : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000  
 g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665  
 Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) =  / 3600  
 H : 揚程 (m) =

$\eta$  : ポンプ効率 (%) =  (設計計画値)

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

$\approx$   kW

上記から、燃料プール冷却浄化系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力とし、75 kW/個とする。

燃料プール冷却浄化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、75kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

燃料プール冷却浄化系ポンプ（原動機含む。）は、設計基準対象施設として使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化するために必要な個数として 2個 設置する。

燃料プール冷却浄化系ポンプ（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。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-2-2-1-2 R 1 E

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定第66条

表66-9 「使用済燃料プールの冷却等のための設備」

66-9-4 「使用済燃料プール監視設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

添付-3 代替パラメータに関する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (代替パラメータ)

66-9-4 使用済燃料プール監視設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備が動作可能であること

適用される 原子炉の状態④	要素⑤	動作可能であるべき チャンネル数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	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	1
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	1
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	1 ※1
	使用済燃料プール監視カメラ	1

※1：1チャンネルとは、高線量および低線量の両方をいう。

- ① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十四条 (1. 11) が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)
- ③ 以下の条文言求が運転段階においても維持できよう、使用済燃料プール監視設備の所要チャンネル数が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))
  - ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十四条 (1. 11)
    1. 「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。
    2. 「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当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料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。
- ④ 使用済燃料プールの監視の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))
- ⑤ ②に含まれる要素
- ⑥ 使用済燃料プール監視設備は、1N要求設備であり、必要なパラメータを監視するため、動作可能であるべきチャンネル数を各1チャンネルとする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1), 添付-2)



保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(2) 確認事項				
要素	項目⑦	頻度	担当	
1. 使用済燃料プール水位 /温度 (ガイドパルス 式)	チャンネル校正を実施する。 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におい て、動作不能でないことを指示に より確認する。	定事検停止時  1ヶ月に1回	計測制御課長  発電課長	<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 2) a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。) 項目1, 2, 3, 4の定事検停止時に確認する事項が該当。 定事検停止時の確認事項は、保安規定第27条 (計測および制御設備) の各チャ ンネルと同様、チャンネル校正又は機能確認を行う。 b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目1, 2, 3, 4の1ヶ月に1回確認する事項が該当。 項目1, 2, 3については、指示値により動作不能でないことの確認 (振切れや 他の計器との差異の有無等の確認), 項目4については、映像確認等により動作可 能であることとの確認を行う。頻度については、設計基準事故対処設備のサーベイ ランス頻度に合わせるものとし、1ヶ月に1回とする。</p>
2. 使用済燃料プール水位 /温度 (ヒートサーモ 式)	チャンネル校正を実施する。 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におい て、動作不能でないことを指示に より確認する。	定事検停止時  1ヶ月に1回	計測制御課長  発電課長	
3. 使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	チャンネル校正を実施する。 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におい て、動作不能でないことを指示に より確認する。	定事検停止時  1ヶ月に1回	計測制御課長  発電課長	
4. 使用済燃料プール監視 カメラ	機能を確認する。 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におい て、動作可能であることを確認す る。	定事検停止時  1ヶ月に1回	電気課長  発電課長	

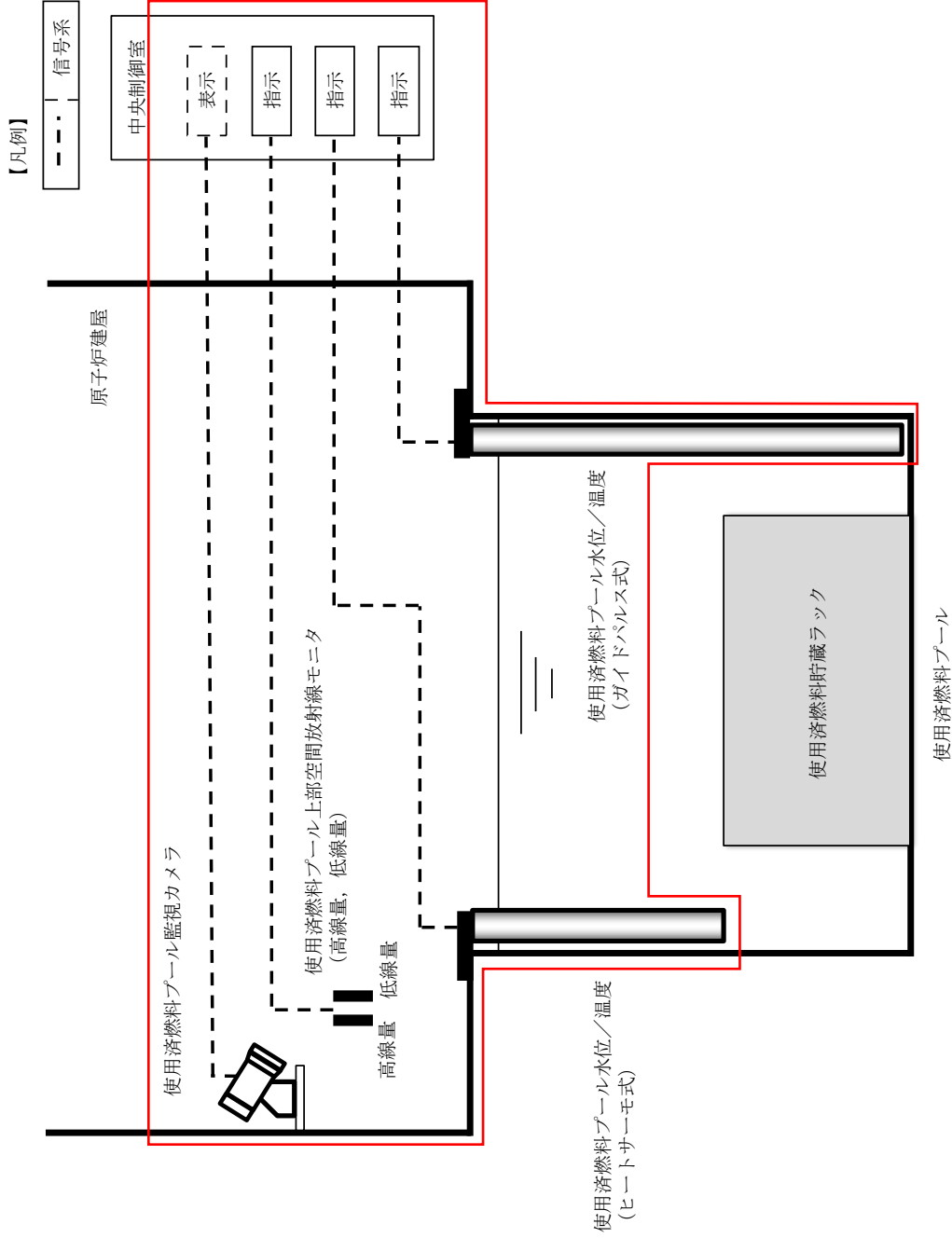
(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 1つ以上の要素が監視不能の場合	A1. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 発電課長は、残りの要素が監視可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに

記載の説明

- 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。  
使用済燃料プール監視設備は、1N要求設備であるため、使用済燃料プール監視設備が動作不能となった場合を条件として記載する。
- ⑨ 要求される措置を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))
  - A1. 当該設備を動作可能な状態へ復旧する措置を“速やかに”開始する。
  - A2. 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。
  - A3. 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、残りの要素が監視可能であることを確認を“速やかに”行うことにより、重大事故等発生時の使用済燃料プールの監視手段が確保されていることを確認する。(添付-3)

66-9-4の範囲  
赤枠にて示す



第 4.3-6 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視）

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

#### 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（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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、1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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、1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

スプレイノズルは、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ことができるものを燃料プールのスプレイ系（常設配管）として1セット3個、また、燃料プールのスプレイ系（可搬型）として1セット3個使用する。保有数は、2セット12個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計13個を保管する。

使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）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にわたり水位を測定できる設計とする。

使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）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の範囲にわたり水位を測定できる設計とする。

使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲にわたり温度を測定できる設計とする。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において可視光カメラにより使用済燃料プールの状況が把握できる設計とする。

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

燃料プール冷却浄化系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニ

設備仕様 関連個所を赤枠にて示す
---------------------

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（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）

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発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

台数	4（予備1）
容量	約 1,440m <sup>3</sup> /h（1台当たり）
揚程	約 122m

b. スプレイノズル

個数	12（予備1）
----	---------

- (2) 放水設備（大気への拡散抑制設備）

a. 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

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に記載する。

## b. 放水砲

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

## (3) 使用済燃料プール監視設備

## a. 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

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	水位	1
	温度	1（検出点 2 箇所）
計測範囲	水位	-4,300mm～7,300mm <sup>※1</sup> (O. P. 21620mm～O. P. 33220mm)
	温度	0～120℃

## b. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

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 15 箇所）
計測範囲	水位	0～7,010mm <sup>※1</sup> (O. P. 25920mm～O. P. 32930mm)
	温度	0～150℃

## c. 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

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. 使用済燃料プール監視カメラ

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
-----	---

※1：基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O. P. 25920mm）

## (4) 燃料プール冷却浄化系

## a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

台 数	1（予備1）
-----	--------

容 量	約 160m <sup>3</sup> /h
-----	------------------------

全揚程	約 80m
-----	-------

## b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

基 数	1（予備1）
-----	--------

伝熱容量	約 1.26MW
------	----------

## (5) 原子炉補機代替冷却水系

## a. 熱交換器ユニット

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. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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。

## d. 耐圧強化ベント系放射線モニタ

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

## (3) エリア放射線モニタリング設備

## a. 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

高線量

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

低線量

個 数	1
計測範囲	$10^{-2}\text{mSv/h} \sim 10^5\text{mSv/h}$

## b. 緊急時対策所可搬型エリアモニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	半導体式検出器
計測範囲	$0.01 \mu\text{Sv/h} \sim 999.9\text{mSv/h}$
台 数	1（予備1）

代替パラメータに関する説明  
 関連箇所を赤枠にて示す

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
使用 済 燃 料 プ ー ル の 監 視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)を優先する。 ①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール監視カメラ	推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)を優先する。 ①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係をより放射線量率を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)を優先する。 ①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能な場合は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)により使用済燃料プールの状態を推定する。

\*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。  
 \*2: 「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(前露性又は耐露露性等はないが、監視可能であれば差電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

保安規定第66条

表66-10「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」

66-10-1「大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付+追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数，必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数，必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

表66-10 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
放水設備 (大気への拡散抑制設備) および放水設備 (泡消火設備) および放水設備 (泡消火設備)	放水設備 (大気への拡散抑制設備) および放水設備 (泡消火設備) が動作可能であること

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	※1
	放水砲	1台
	泡消火薬剤混合装置	1台
	燃料補給設備	※2

※1:「66-19-2 大容量送水ポンプ (タイプⅡ)」において運転上の制限等を定める。

※2:「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) 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十五条 (1. 12) が該当する。また, 技術的能力審査基準1. 13の手順で使用する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう, 可搬型重大事故等対処設備である放水設備 (大気への拡散抑制設備) 及び放水設備 (泡消火設備) が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))
  - ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十四条 (1. 11) 「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。
  - ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十五条 (1. 12) 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 (手順等)」として, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設ける (手順等を定める) こと。
- ④ 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。
- ⑤ 放水設備 (大気への拡散抑制設備) 及び放水設備 (泡消火設備) は, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷により発電所外へ放射性物質が拡散することの抑制及び航空機衝突による航空機燃料火災の泡消火のために必要な設備であり, 原子炉格納容器破損に至る可能性のある原子炉の状態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, 冷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))
- ⑥ ②に含まれる設備
- ⑦ 放水設備 (大気への拡散抑制設備) 及び放水設備 (泡消火設備) である放水砲, 泡消火薬剤混合装置は, 1N要求設備であり, 大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して, 1セット1台使用することから, それぞれ1台を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1), 添付-2)

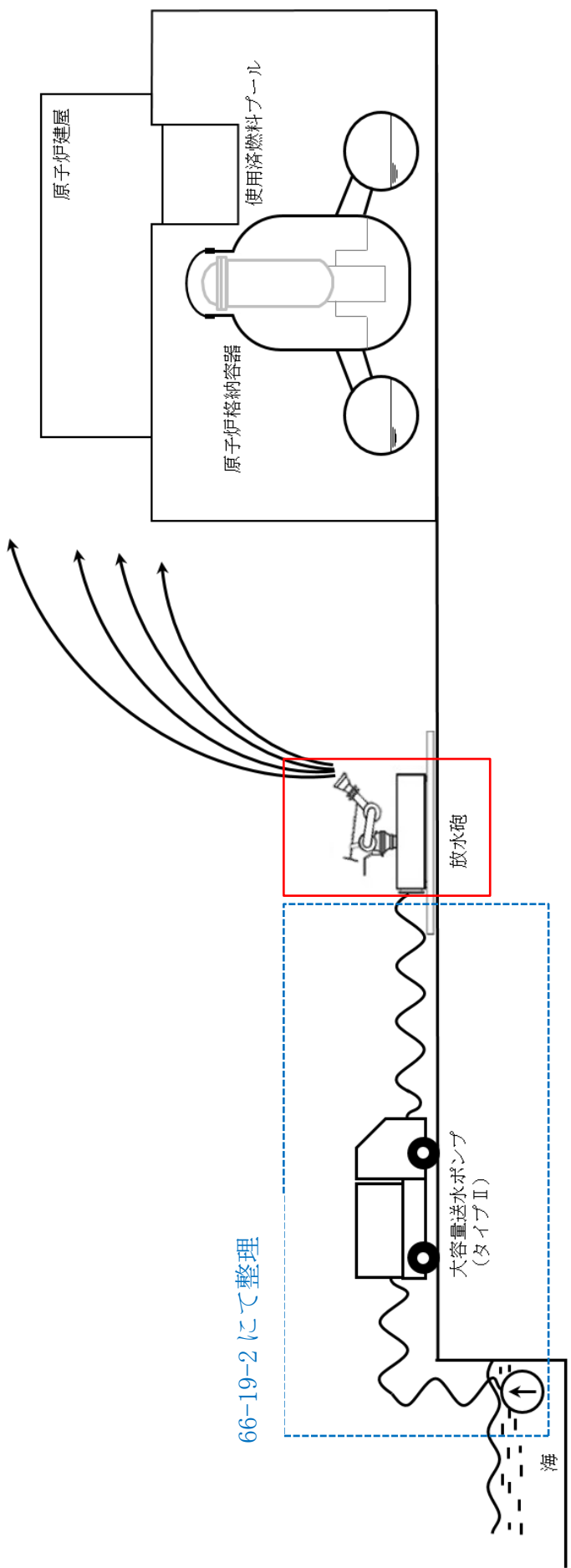
保安規定 第66条 条文	記載の説明		備考											
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="256 1635 632 2775"> <thead> <tr> <th data-bbox="256 2021 317 2775">項目⑦</th> <th data-bbox="256 1822 317 2021">頻度</th> <th data-bbox="256 1635 317 1822">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="317 2021 422 2775">1. 放水砲が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="317 1822 422 2021">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="317 1635 422 1822">防災課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="422 2021 527 2775">2. 泡消火薬剤混合装置が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="422 1822 527 2021">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="422 1635 527 1822">防災課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="527 2021 632 2775">3. 泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。</td> <td data-bbox="527 1822 632 2021">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="527 1635 632 1822">防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目⑦	頻度	担当	1. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	2. 泡消火薬剤混合装置が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	3. 泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 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1, 2, 3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イランス頻度の考え方にに基づき3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p> <p>確認する備蓄量は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき設定する。(添付-2)</p>	
項目⑦	頻度	担当												
1. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長												
2. 泡消火薬剤混合装置が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長												
3. 泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長												

(3) 要求される措置		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	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。 放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）は、1N要求設備であるため、動作可能な設備が1N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><b>【運転、起動及び高温停止】</b> A1., A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、当該設備に期待する機能である「炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制する」ことの前段階である原子炉格納容器破損防止及び使用済燃料プールの健全性確保の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系（低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サプレッションプール水冷却モード）が動作可能であること、使用済燃料プールの水位及び水温が保安規定第54条（使用済燃料プールの水位・水温）に定められている制限値を満足していることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A3. 当該システムの機能を補完する代替措置（放水砲又は泡消火薬剤混合装置の補充等）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。</p> <p>A4. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p><b>【冷温停止及び燃料交換】</b> 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. <b>【運転、起動及び高温停止】</b>におけるA2.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。 A3. <b>【運転、起動及び高温停止】</b>におけるA3.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。</p>	
運転・起動・高温停止	A. 放水設備（大気への拡散抑制設備）または放水設備が動作不能の場合	A1. 発電課長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※3とともに、その他の設備※4が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 防災課長は、代替措置※5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A4. 防災課長は、当該設備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		
冷温停止・燃料交換	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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間 36時間		
冷温停止・燃料交換	A. 放水設備（大気への拡散抑制設備）または放水設備が動作不能の場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 防災課長は、代替措置※5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに		

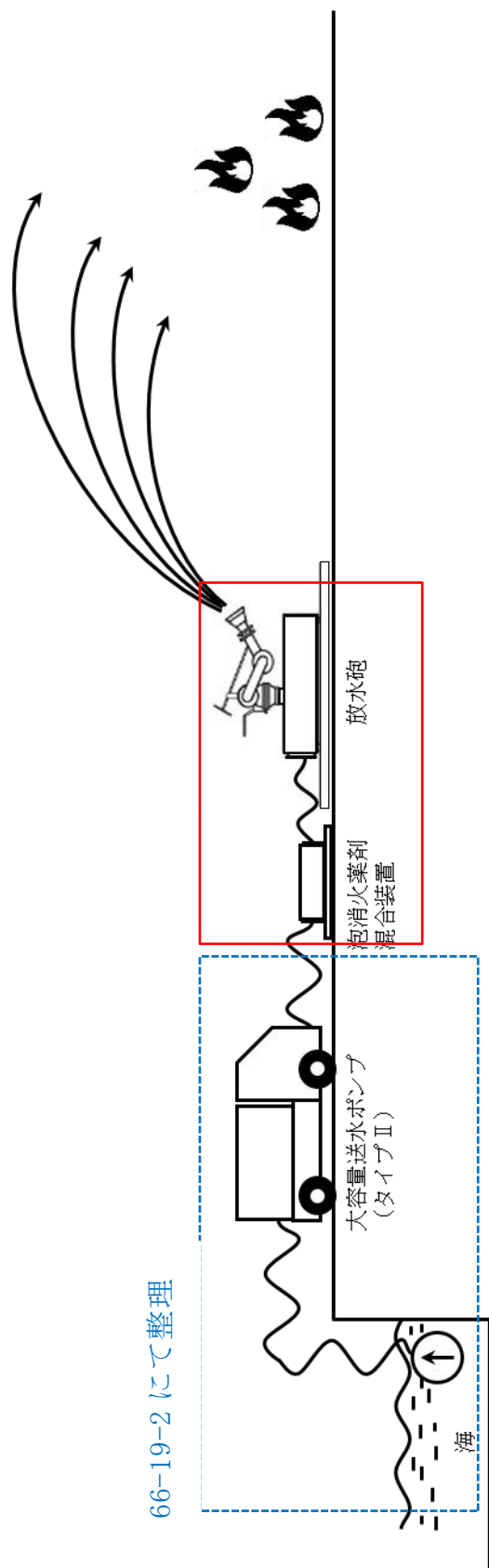
※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。  
 ※4：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。  
 ※5：代替品の補充等をいう。



66-10-1 の範囲  
赤枠にて示す



第 1.12-1 図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図



第 1.12-14 図 放水設備 (泡消火設備) 系統概要図

所要数・必要容量  
関連箇所を下線にて示す

放水設備（大気への拡散抑制設備），放水設備（泡消火設備）又は海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ），放水砲，泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは，他の設備から独立して保管及び使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

大容量送水ポンプ（タイプⅡ），放水砲及び泡消火薬剤混合装置は，輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.7.2.3 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ），放水砲及び泡消火薬剤混合装置は，想定される重大事故等時において，大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して，放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを1セット1台使用する。また，大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，淡水貯水槽への水の供給設備との同時使用時には更に1台使用する。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の保有数は，1セット2台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。放水砲及び泡消火薬剤混合装置の保有数は，1セット1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

設備仕様  
 関連個所を赤枠にて示す

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

(1) 放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）

a. 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

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に記載する。

b. 放水砲

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備

台 数	1（予備 1）
-----	---------

c. 泡消火薬剤混合装置

容 量	1,000L
-----	--------

台 数	1（予備 1）
-----	---------

(2) 海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）

a. シルトフェンス

(a) 南側排水路排水柵用

組 数	2（予備 1）
-----	---------

高 さ	約 5 m
-----	-------

幅	約 5 m（1 組当たり）
---	---------------

設定根拠  
 関連個所を下線にて示す

2.4.2 泡消火薬剤混合装置

名 称		泡消火薬剤混合装置	
容 量	L/個	1000	
個 数	—	1 (予備1)	

【設定根拠】

(概要)

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泡消火薬剤混合装置は、以下の機能を有する。

泡消火薬剤混合装置は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、重大事故等対処設備として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設置する。

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への泡消火として、屋外に配備した大容量送水ポンプ(タイプⅡ)を用い、海を水源として、放水砲により、泡消火薬剤混合装置にて泡消火薬剤を混合した海水を原子炉建屋周辺へ放水可能な設計とする。

系統概要図を図1に示す。

1. 容量の設定根拠

泡消火薬剤の容量は、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている国際民間航空機関(ICA0)発行の空港業務マニュアル(第1部)(以下「空港業務マニュアル」という。)を基に設定する。

設定にあたっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有する泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される泡混合溶液の放射量は、11200L/min(672m<sup>3</sup>/h)であり、発泡のために必要な水の量は、32300L(32.3m<sup>3</sup>)である。

必要な泡消火薬剤の量は32300L×1%=323L(0.323m<sup>3</sup>)であり、空港業務マニュアルでは、2倍の泡消火薬剤(323L×2=646L(0.646m<sup>3</sup>))を保有することが規定されている。

以上より、必要保有量 646Lに対して、1000L/個を保有する。

2. 個数の設定根拠

泡消火薬剤混合装置の保有数は、重大事故等対処設備として航空機燃料火災に対応するために必要な個数である1セット1個並びに故障時及び保守点検時のバックアップとして予備1個の合計2個を保管する。

VI-1-1-4-別添2 R2  
 ⑥ O2

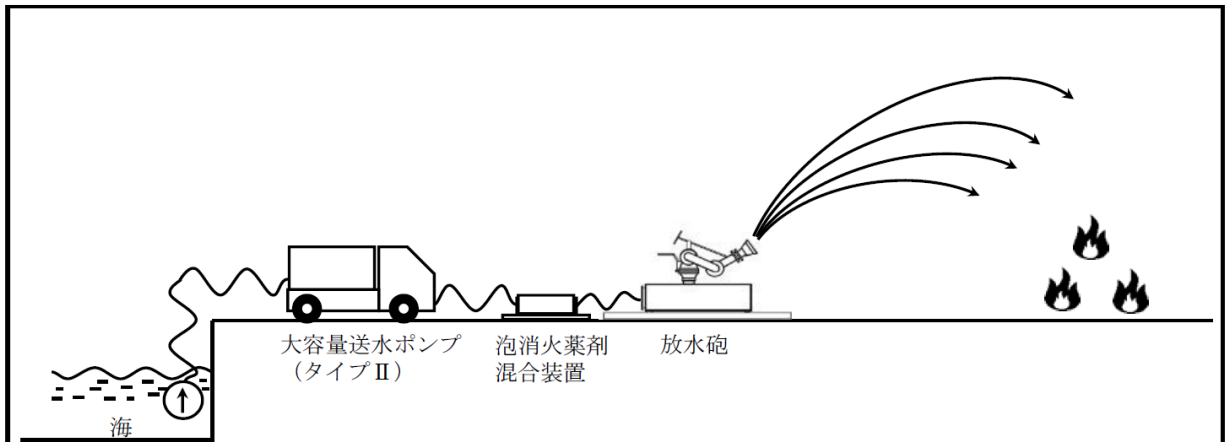


図1 放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火) 系統概要図

02 ⑥ VI-1-1-4-別添2 R2

保安規定第66条

表66-10「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」

66-10-2「海洋への放射性物質の拡散抑制」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (設置箇所)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)



66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
海洋への拡散抑制設備 (シルトフェンス)	所要数が使用可能であること

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	シルトフェンス※1	12本

※1：南側排水路排水柵用（高さ5m×幅5m）：2本，タービン補機放水ピット用（高さ7m×幅5m）：2本，北側排水路排水柵用（高さ6m×幅11m）：2本，取水口用（高さ12m×幅20m）：6本

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. シルトフェンスについて、所要数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	防災課長

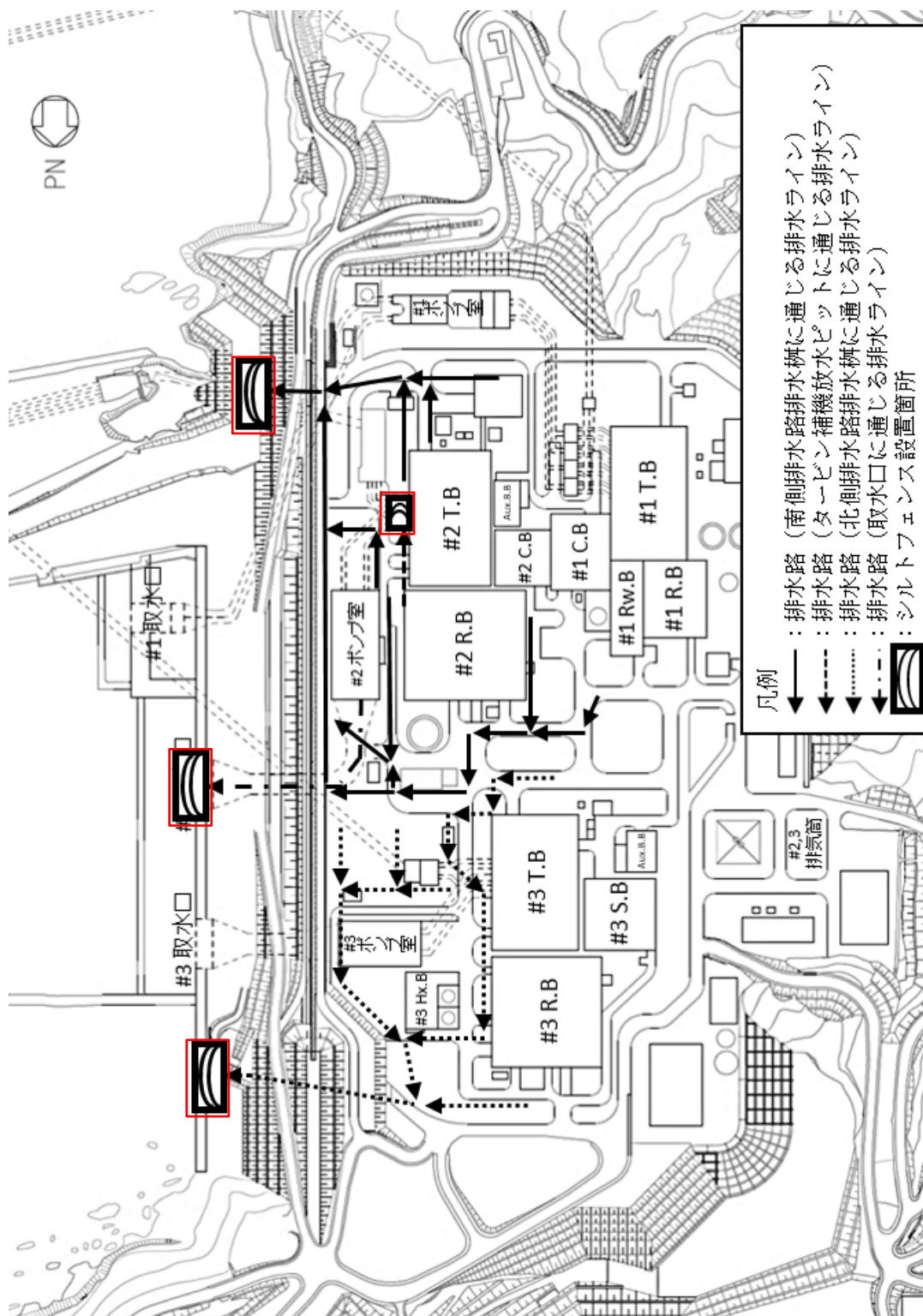
記載の説明

- ① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十五条（1. 12）が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、可搬型重大事故等対処設備である海洋拡散抑制設備の所要数が使用可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））
  - ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十五条（1. 12）  
「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
- ④ 海洋への拡散抑制設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷により発電所外へ放射性物質が拡散することの抑制のために必要な設備であり、原子炉格納容器破損に至る可能性のある原子炉の状態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 シルトフェンスは、1N要求設備である。南側排水路排水柵用（高さ5m×幅5m）は1本で1組として2組（2本），タービン補機放水ピット用（高さ7m×幅5m）は1本で1組として2組（2本），北側排水路排水柵用（高さ6m×幅11m）は1本で1組として2組（2本）及び取水口用（高さ12m×幅20m）は3本で1組として2組（6本）を設置するため、所要数を12本とする。（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. 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。  
「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき3ヶ月に1回、使用可能であることを確認する。  
設備については、3ヶ月に1回の外観点検等により、必要な機能を満足していることを確認する。

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	(3) 要求される措置	要件⑧	要求される措置⑨	
	要件⑧	要件⑨	完了時間	
運転起動高温停止	A. 海洋への拡散抑制設備（シルトフエンス）が所要数を満足していない場合	A1. 発電課長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※2とともに、その他の設備※3が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 1. 防災課長は、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。 または A3. 2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備※5が使用可能であることを確認する。 および A4. 防災課長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。	速やかに  速やかに  3日間  3日間  10日間	⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。海洋への拡散抑制設備（シルトフエンス）は1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として記載する。  ⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)） 【運転、起動及び高温停止】 A1., A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認するが、海洋への拡散抑制設備（シルトフエンス）は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、当該設備に期待する機能である「炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料集合体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制する」ことの前段階である原子炉格納容器破損防止及び使用済燃料プールの健全性確保の観点で最もも効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系（低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード）が動作可能であること、使用済燃料プールの水位及び水温が保安規定第54条（使用済燃料プールの水位・水温）に定められている制限値を満足していることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。  A3. 1. 当該設備の機能を補完する代替措置（フェンスの補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。  A3. 2. 当該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）」の技術的能力で整理した「放射性物質吸着材」が該当し、完了時間は設計基準事故対処設備が使用可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。  A4. 当該システムを使用可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。  B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。  【冷温停止及び燃料交換】 A1. 当該システムを使用可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。  A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA2.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。  A3. 1. 【運転、起動及び高温停止】におけるA3.1.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。  A3. 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA3.2.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。
冷温停止燃料交換	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  A. 海洋への拡散抑制設備（シルトフエンス）が所要数を満足していない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。  A1. 防災課長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 1. 防災課長は、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措置を開始する。 または A3. 2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備※5が使用可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	

※2：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。  
 ※3：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。  
 ※4：代替品の補充等をいう。  
 ※5：放射性物質吸着材をいう。

シルトフェンス設置箇所  
赤枠にて示す



第 1.12-8 図 シルトフェンスの設置位置図

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

放水設備（大気への拡散抑制設備），放水設備（泡消火設備）又は海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ），放水砲，泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは，他の設備から独立して保管及び使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

大容量送水ポンプ（タイプⅡ），放水砲及び泡消火薬剤混合装置は，輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.7.2.3 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ），放水砲及び泡消火薬剤混合装置は，想定される重大事故等時において，大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して，放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを1セット1台使用する。また，大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，淡水貯水槽への水の供給設備との同時使用時には更に1台使用する。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の保有数は，1セット2台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。放水砲及び泡消火薬剤混合装置の保有数は，1セット1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。



海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）であるシルトフェンスは、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、各設置場所の幅に応じた必要な本数 2 組に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して 1 組の合計 3 組を保管する。

#### 9.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

放水設備（大気への拡散抑制設備）、放水設備（泡消火設備）又は海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲、泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲及び泡消火薬剤混合装置の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲及び泡消火薬剤混合装置は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

シルトフェンスは海に設置するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

#### 9.7.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

放水設備（大気への拡散抑制設備）、放水設備（泡消火設備）又は海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲、泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは、想定される重大事故等

設備仕様 関連箇所を赤枠にて示す
---------------------

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

(1) 放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）

a. 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

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に記載する。

b. 放水砲

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備

台 数	1（予備 1）
-----	---------

c. 泡消火薬剤混合装置

容 量	1,000L
-----	--------

台 数	1（予備 1）
-----	---------

(2) 海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）

a. シルトフェンス

(a) 南側排水路排水柵用

組 数	2（予備 1）
-----	---------

高 さ	約 5 m
-----	-------

幅	約 5 m（1 組当たり）
---	---------------

## (b) タービン補機放水ピット用

組数	2 (予備1)
高さ	約7m
幅	約5m (1組当たり)

## (c) 北側排水路排水柵用

組数	2 (予備1)
高さ	約6m
幅	約11m (1組当たり)

## (d) 取水口用

組数	2 (予備1)
高さ	約12m
幅	約60m (1組当たり)



設定根拠  
 関連個所を下線にて示す

2.4 原子炉格納施設

2.4.1 シルトフェンス

名 称			シルトフェンス
高さ	南側排水路排水柵用	m	約5
	タービン補機放水ピット用	m	約7
	北側排水路排水柵用	m	約6
	取水口用	m	約12
幅	南側排水路排水柵用	m/本	約5
	タービン補機放水ピット用	m/本	約5
	北側排水路排水柵用	m/本	約11
	取水口用	m/本	約20
個数	南側排水路排水柵用	—	2 (予備 1)
	タービン補機放水ピット用	—	2 (予備 1)
	北側排水路排水柵用	—	2 (予備 1)
	取水口用	—	6 (予備 3)

【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放射性物質拡散抑制系として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、重大事故等対処設備として海洋への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所（南側排水路排水柵、タービン補機放水ピット、北側排水路排水柵及び取水口）に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するための放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち放射性物質拡散抑制系として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、重大事故等対処設備として海洋への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所（南側排水路排水柵、タービン補機放水ピット、北側排水路排水柵及び取水口）に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するための放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

シルトフェンスの設置位置図を図1に示す。

1. 高さの設定根拠

## 1.1 南側排水路排水柵用

重大事故等時に南側排水路排水柵に設置するシルトフェンスの高さは、フロート式（カーテン付）であることから、排水柵の水深を考慮し、南側排水路排水柵の底部まで届く高さである約5mとする。

## 1.2 タービン補機放水ピット用

重大事故等時にタービン補機放水ピットに設置するシルトフェンスの高さは、フロート式（カーテン付）であることから、放水ピットの水深を考慮し、タービン補機放水ピットの底部まで届く高さである約7mとする。

## 1.3 北側排水路排水柵用

重大事故等時に北側排水路排水柵に設置するシルトフェンスの高さは、フロート式（カーテン付）であることから、排水柵の水深を考慮し、北側排水路排水柵の底部まで届く高さである約6mとする。

## 1.4 取水口用

重大事故等時に取水口に設置するシルトフェンスの高さは、フロート式（カーテン付）であることから、取水口の水深を考慮し、取水口の底部まで届く高さである約12mとする。

2. 幅の設定根拠

## 2.1 南側排水路排水柵用

重大事故等時に南側排水路排水柵に設置するシルトフェンスの幅は、南側排水路排水柵の幅を考慮し、約 5m とする。

南側排水路排水柵用のシルトフェンスは、1 本当たりの幅を約5mとして、1 本 1 組で使用する。

## 2.2 タービン補機放水ピット用

重大事故等時にタービン補機放水ピットに設置するシルトフェンスの幅は、タービン補機放水ピットの幅を考慮し、約 5m とする。

タービン補機放水ピット用のシルトフェンスは、1 本当たりの幅を約5mとして、1 本 1 組で使用する。

## 2.3 北側排水路排水柵用

重大事故等時に北側排水路排水柵に設置するシルトフェンスの幅は、北側排水路排水柵の幅を考慮し、約 11m とする。

北側排水路排水柵用のシルトフェンスは、1 本当たりの幅を約11mとして、1 本 1 組で使用する。

## 2.4 取水口用

重大事故等時に取水口に設置するシルトフェンスの幅は、取水口を囲うために必要な幅を考慮し、約 60m とする。

取水口用のシルトフェンスは、1 本当たりの幅を約20mとして、3 本 1 組で使用する。

3. 個数の設定根拠

シルトフェンスは、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、それぞれの設置場所に二重に設置することとし、各設置場所に対して 2 組の合計12 本を使用する設計とする。

予備については、破れ等の破損時のバックアップとして、各設置場所に対して 1 組の合計 6 本を保管する。

シルトフェンスの個数の内訳について表 1 に示す。

表1 シルトフェンスの個数

名 称	個数 (本)		
	必要数	予備	合計
南側排水路排水柵用	2	1	3
タービン補機放水ピット用	2	1	3
北側排水路排水柵用	2	1	3
取水口用	6	3	9
合 計	12	6	18

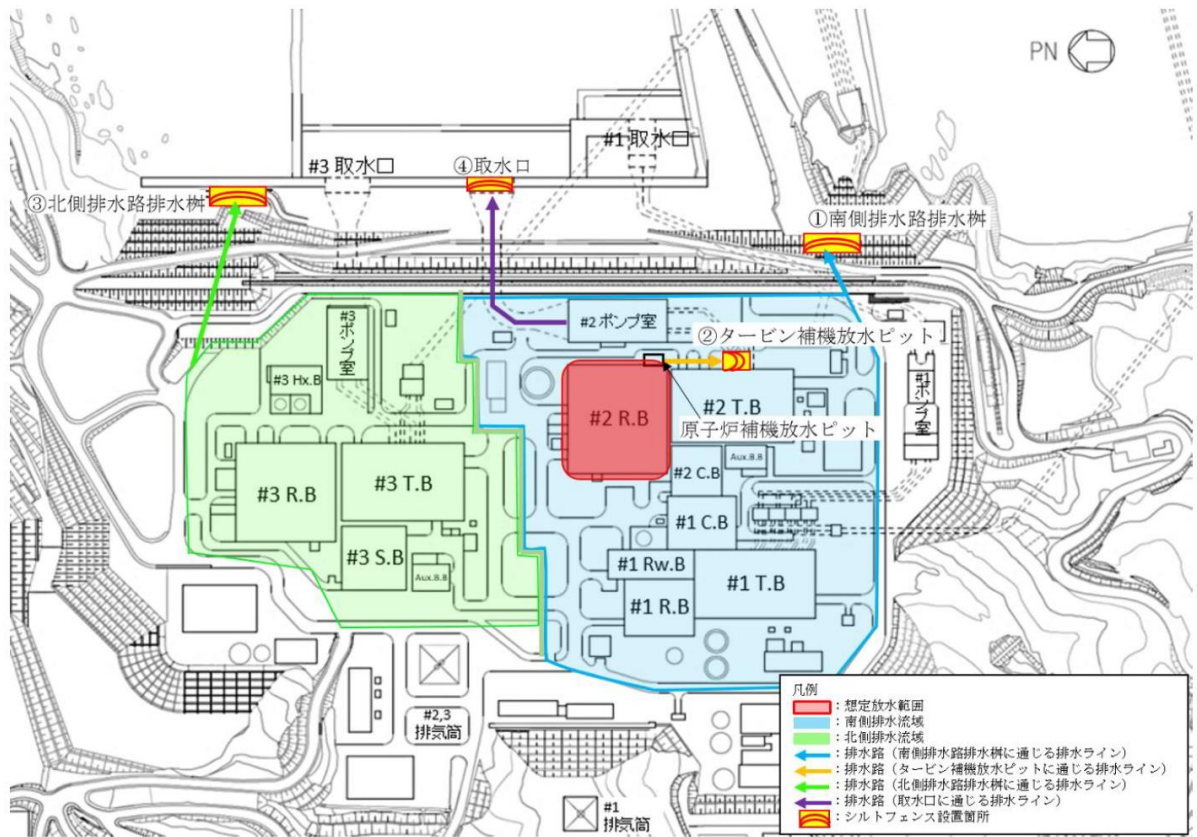


図1 シルトフェンスの設置位置図

O 2 ⑥ VI-1-1-4-別添2 R 2

保安規定第66条

表66-11 「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」

66-11-1 「重大事故等収束のための水源」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

添付-2 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)



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	復水貯蔵タンクの水量が所要値以上であること。ただし、地震時を除く。

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	復水貯蔵タンク	948m <sup>3</sup>
低温停止 燃料交換※1	復水貯蔵タンク	622m <sup>3</sup>

※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

- 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プレッションチェンバ、ほう酸水注入系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。  
・サプレッションチェンバ：保安規定第46条（サブプレッションプールの水位）で整理する。  
・ほう酸水注入系貯蔵タンク：66-2-3（ほう酸水注入系（重大事故等対処設備））で整理する。
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、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タンク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。
- ④ 復水貯蔵タンクは、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、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 原子炉運転中の有効性評価のうち復水貯蔵タンクの水位低下量が最も大きい「原子炉停止機能喪失」において、復水貯蔵タンクの水位は初期から最大で約540m<sup>3</sup>低下する。従って、ポンプ空気吸込防止のための水位（408m<sup>3</sup>）にこの低下分を加算した「948m<sup>3</sup>」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タンク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、復水貯蔵タンクへの補給に期待できる場合、復水貯蔵タンクの水位は初期から最大で約214m<sup>3</sup>低下する。従って、原子炉の状態が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

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換※ <sup>2</sup> において、復水貯蔵タンクの水量を確認する。	24時間に1回	発電課長

※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、かつプールの水位が開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が開の場合

(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. 復水貯蔵タンクの水量が所要求値を満足していない場合	A1. 発電課長は、サブレーションプール水位が第46条を満足していることを確認する。 および A2. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>3</sup> 。 および A3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ <sup>4</sup> が動作可能であることを確認する。 および A4. 発電課長は、当該設備の水量を復旧する。	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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	30日間 24時間 36時間

が取出され、かつプールの水位が開の場合)では、ポンプ空気吸込防止のための水位(408m<sup>3</sup>)に上記の水位低下分を加算した622m<sup>3</sup>が要求水位となる。(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(サブレー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。  
復水貯蔵タンクの水量が所要求値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「復水貯蔵タンクを水源とした対応」に対してサブレーションチェーンバを“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、サブレーションプールを水源とした系統(低圧注水系)が動作可能であることを“速やかに”確認する。

A3. 復水貯蔵タンクの水量が所要値を満足していない場合には、大容量送水ポンプ(タイプI)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、速やかに復水貯蔵タンクへ補給できる体制を整えるため、大容量送水ポンプ(タイプI)を設置する等の補完措置が完了していることを含む。  
供給についての準備時間については(添付-2)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。

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	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換 <sup>※5</sup>	A. 復水貯蔵タンクの水量が所要求値を満足していない場合	A1. 発電課長は、当該設備の水量を復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、第40条で要求されるサブプレッシャシエンバを水源とした非常用炉心冷却系について1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※3</sup> とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する <sup>※6</sup> 。 および A3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※4</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに

※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※4：大容量送水ポンプ（タイプI）を用いた復水貯蔵タンクへの供給手段をいい、速やかに復水貯蔵タンクへ補給できる体制を整えるため、大容量送水ポンプ（タイプI）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。

※5：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合
  - （2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合
- ※6：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

【冷温停止、燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合又は（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、かつプールの水位が閉の場合又は（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、かつプールの水位が閉の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合）であることから“速やかに”とする。



所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

復水貯蔵タンクは、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、代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）で使用する代替循環冷却ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2セットで4台に加えて、故障時

設備仕様  
 関連個所を赤枠にて示す

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) 復水貯蔵タンク

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) 大容量送水ポンプ (タイプ I)

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) 大容量送水ポンプ (タイプ II)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料プールの冷却等のための設備
- ・ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 1,800m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
揚 程	約 122m

設備仕様  
関連箇所を赤枠にて示す

第 10.13-1 表 補給水系主要機器仕様

復水貯蔵タンク	
基 数	1
容 量	約 3,000m <sup>3</sup>
主要部材質	ステンレス鋼

同等な機能を有することの説明（準備時間）  
 関連個所を赤枠にて示す

手順の項目	要員（数）	経過時間（時間）										操作手順	備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による送水	3	保管場所への移動 <sup>※1※2</sup>													②, ③, ④ ⑤		
		大容量送水ポンプ（タイプI）の移動、設置 <sup>※3</sup>															
		大容量送水ポンプ（タイプI）起動 <sup>※4</sup> 送水準備・送水（水張り・系統監視） <sup>※4</sup>															
淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による送水	3	保管場所への移動 <sup>※1※2</sup>														⑦, ⑧	
		ホースの敷設、接続 <sup>※5</sup>															
		送水準備・送水（水張り・系統確認） <sup>※4</sup>															
淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による送水	3	保管場所への移動 <sup>※1※2</sup>														⑥	
		注水用ヘッダ運搬、設置 <sup>※6</sup>															
		ホースの敷設、接続 <sup>※1※5</sup>															

※1：大容量送水ポンプ（タイプI）及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※2：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間を見込んだ時間  
 ※3：大容量送水ポンプ（タイプI）の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ（タイプI）の設置実績を考慮した作業時間を見込んだ時間  
 ※4：大容量送水ポンプ（タイプI）の起動実績を考慮した作業時間を見込んだ時間  
 ※5：ホースの敷設実績を考慮した作業時間を見込んだ時間  
 ※6：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間を見込んだ時間

第 1.13-3 図 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による送水タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										操作手順	備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
海を水源とした大容量送水ポンプによる送水(各種注水)	重大事故等対応要員A~C	380分	海からの海水の送水開始													
			保管場所への移動 <sup>※1※2</sup>													
			大容量送水ポンプ(タイプI)の移動、設置 <sup>※3</sup>													②a, ③, ④, ⑤
(取水口から海水を取水する場合(山側ルート))	重大事故等対応要員D~F		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動、設置 <sup>※4</sup>													
			送水準備・送水(水張り・系統監視) <sup>※4</sup>													⑪
			ホースの敷設、接続 <sup>※1※5</sup>													⑦, ⑧
海を水源とした大容量送水ポンプによる送水(各種注水)	重大事故等対応要員G~I		保管場所への移動 <sup>※1※2</sup>													
			注水用ヘッダ運搬、設置 <sup>※6</sup>													⑥
			ホースの敷設、接続 <sup>※1※5</sup>													⑦, ⑧

※1: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※2: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間  
 ※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第2保管エリアから取水口までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※5: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※6: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.13-7 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水(各種注水) タイムチャート(1/2)  
(取水口から海水をする場合(山側ルート))

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										操作手順	備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
海を水源とした大容量送水ポンプによる送水(各種注水) (海水ポンプ室から取水する場合)	3	保管場所への移動 <sup>※1※2</sup>													②b, ③, ④ ⑤	
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置, 防潮壁開放 <sup>※3※4</sup>														
		大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 <sup>※5</sup>														
海を水源とした大容量送水ポンプによる送水(各種注水) (海水ポンプ室から取水する場合)	3	保管場所への移動 <sup>※1※2</sup>													⑦, ⑧	
		ホースの敷設, 接続 <sup>※6</sup>														
		送水準備・送水(水張り・系統監視) <sup>※5</sup>														
海を水源とした大容量送水ポンプによる送水(各種注水) (海水ポンプ室から取水する場合)	3	保管場所への移動 <sup>※1※2</sup>													⑥	
		注水用ヘッダ運搬, 設置 <sup>※7</sup>														
		送水準備・送水(水張り・系統確認) <sup>※5</sup>														

※1：大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※2：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※3：設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※4：大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第2保管エリアから海水ポンプ室までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※5：大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※6：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※7：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.13-8 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水(各種注水) タイムチャート (2/2)  
(海水ポンプ室から海水を取水する場合)

保安規定第66条

表66-11 「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」

66-11-2 「復水貯蔵タンクへの供給設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付+追補1 (系統図)

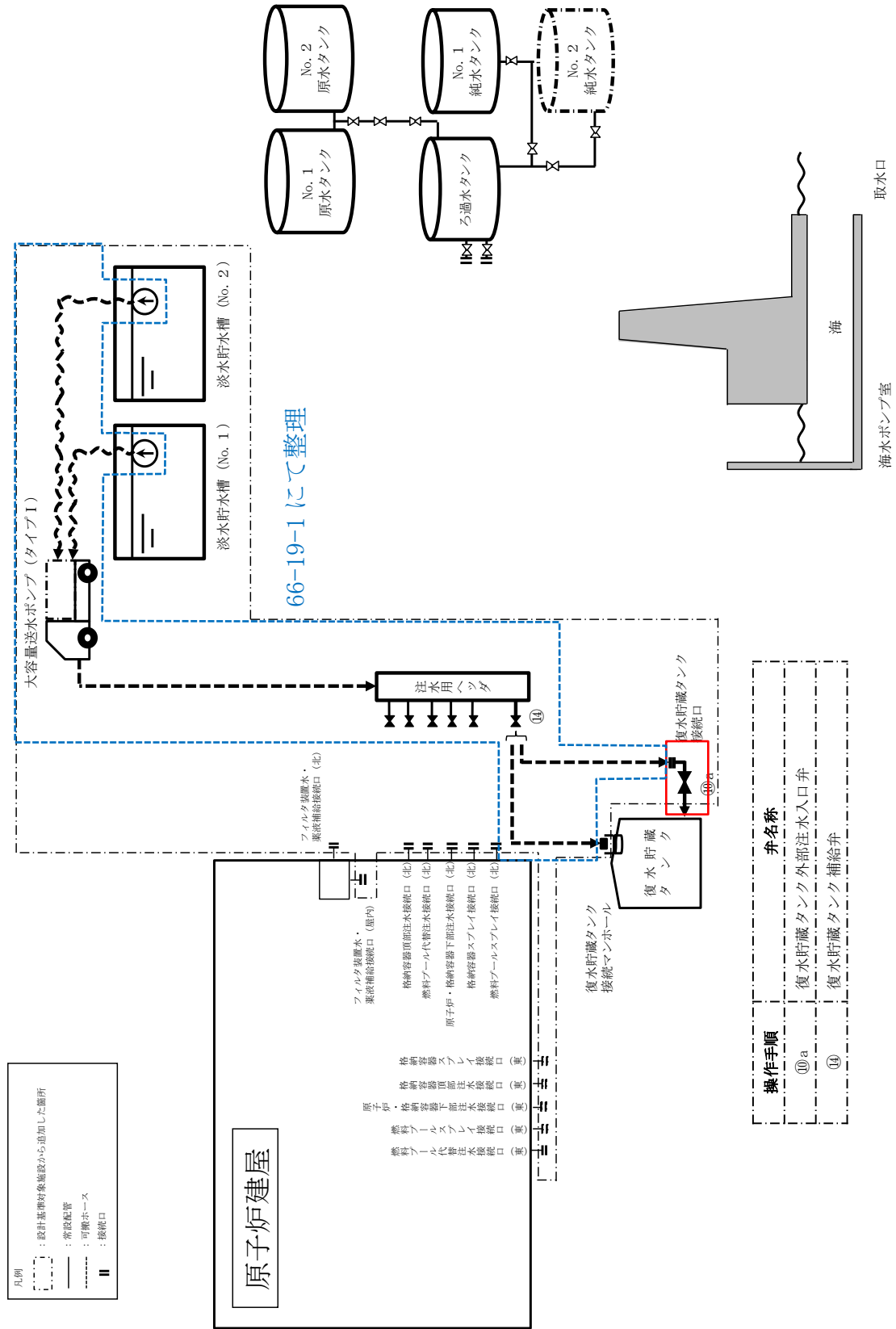


保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
66-11-2	復水貯蔵タンクへの供給設備①			
(1) 運転上の制限				
項目②	運転上の制限③			
復水貯蔵タンクへの供給設備	淡水貯水槽 (No. 1) および淡水貯水槽 (No. 2) ならびに海から復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備が動作可能であること※1			
適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥		
運転起動	大容量送水ポンプ (タイプ I)	※3		
高温停止	復水貯蔵タンク	※4		
低温停止	燃料補給設備	※5		
燃料交換※2				
※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成 (接続口を含む) ができるとをいう。				
※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：「66-19-1 大容量送水ポンプ (タイプ I)」において運転上の制限等を定める。				
※4：「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。				
※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。				
(2) 確認事項		項目	頻度	担当
(項目なし)			—	—
① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十六条 (1. 13) が該当する。				
② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)				
③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である復水貯蔵タンクへの供給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))				
<ul style="list-style-type: none"> <li>設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十六条 (1. 13)</li> <li>「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。</li> </ul>				
④ 供給先である復水貯蔵タンク (66-11-1 「重大事故等収束のための水源」) が要求される期間と同様に、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換 (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。				
<p>&lt;参考&gt;大容量送水ポンプ (タイプ I)</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 大容量送水ポンプ (タイプ I)」に記載する。</p> <p>【必要容量】</p> <p>まとめ資料「重大事故等対策の有効性評価について」における「7日間における水源、燃料評価結果について」にて示されている復水貯蔵タンクへの補給流量は150m<sup>3</sup>/hである。</p> <p>【揚程】</p> <p>復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) の揚程は、海水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に30.8mとする。</p>				

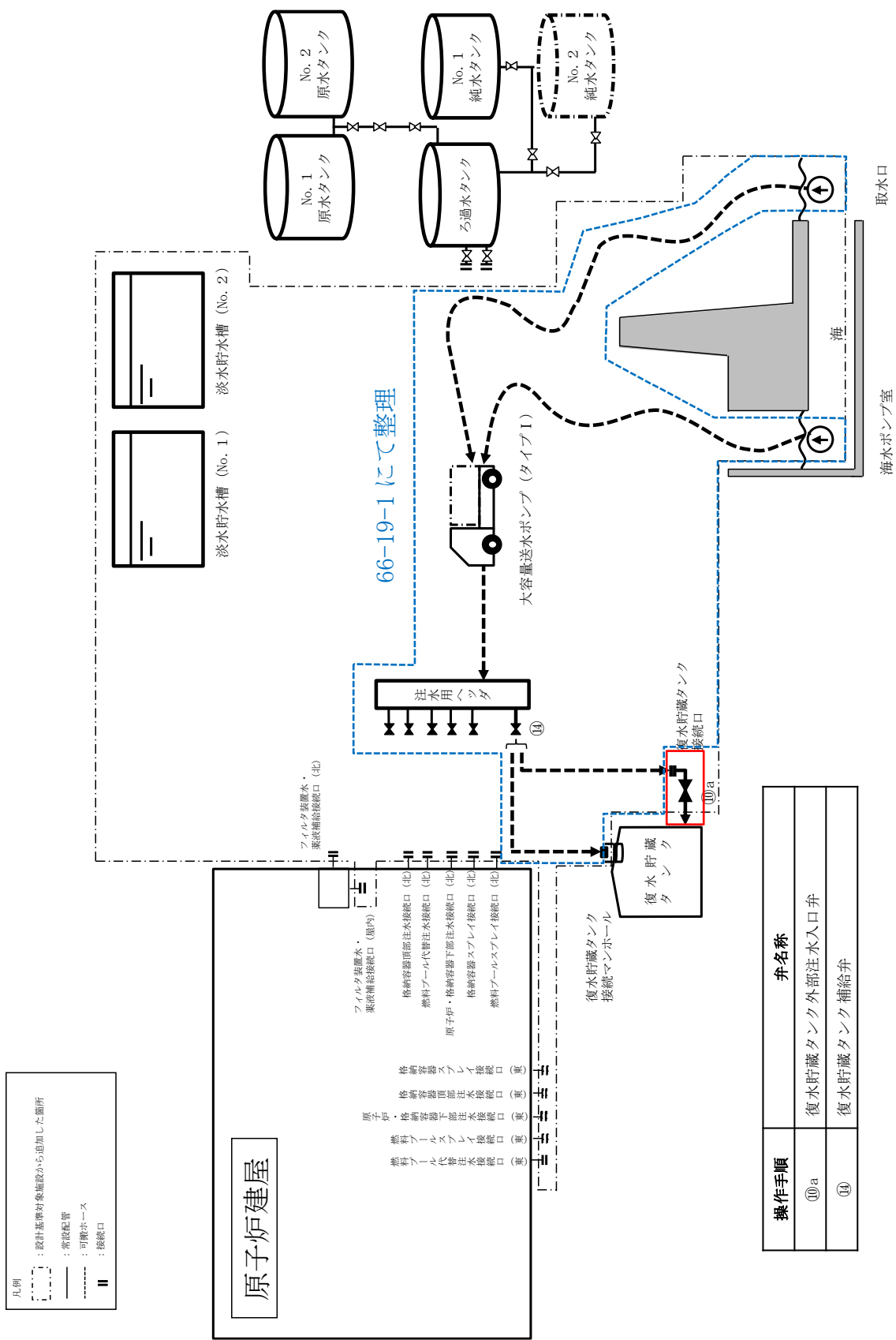
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件⑦	要求される措置⑧	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 復水貯蔵タンクへの供給設備が動作不能の場合	A1. 発電課長は、復水貯蔵タンクの水量が66-11-1の所要値以上であることを確認する。 および A2. 防災課長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A3. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間	⑦ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 2N要求設備である大容量送水ポンプ（タイプI）が1N未満となっ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。  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】 A1. 重大事故等対処設備が動作不能になった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、当該設備には設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、供給先である復水貯蔵タンク（66-11-1「重大事故等収束のための水源」）が所要値を満足していることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。  A2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置（配管・機器類の補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。  A3. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。  B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。  【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、かつプールの水位が閉の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合】 A1. 【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、かつプールの水位が閉の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合）であることから“速やかに”とする。  A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.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、復水貯蔵タンク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はできない水位である942m <sup>3</sup> 以上とする。復水貯蔵タンクへの補給については、純水補給水系、大容量送水ポンプ（タイプI）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、かつプールの水位が閉の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合）であることから“速やかに”とする。
	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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
冷温停止 燃料交換※7	A. 復水貯蔵タンクへの供給設備が動作不能の場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 防災課長は、復水貯蔵タンクの水量が942m <sup>3</sup> 以上となるように補給する、または発電課長は、942m <sup>3</sup> 以上であることを確認する。 および A3. 防災課長は、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措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	
※6：代替品の補充等をいう。 ※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合				

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>A3. 【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、実施する措置を“速やかに”開始する。</p>	

66-11-2 の範囲  
赤枠にて示す



第 1.13-13 図 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) による復水貯蔵タンクへの補給概要図



第 1.13-19 図 海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの補給概要図

操作手順	弁名称
⑩a	復水貯蔵タンク外部注水入口弁
⑩	復水貯蔵タンク補給弁

- 凡例
- : 設計基準対象施設から追加した箇所
  - : 常設配管
  - : 可搬ホース
  - || : 接続口

保安規定第66条

表66-11 「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」

66-11-3 「海水供給設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付+追補1 (系統図)

66-11-3 海水供給設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
海水供給設備	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）および大容量送水ポンプ（タイプⅡ）による海水供給が可能であること

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	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	※1
	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	※2
	燃料補給設備	※3

※1：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）」において運転上の制限等を定める。  
 ※2：「66-19-2 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）」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。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
(項目なし)	—	—

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1. 13）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、可搬型重大事故等対処設備である海水供給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 海水供給設備については、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））

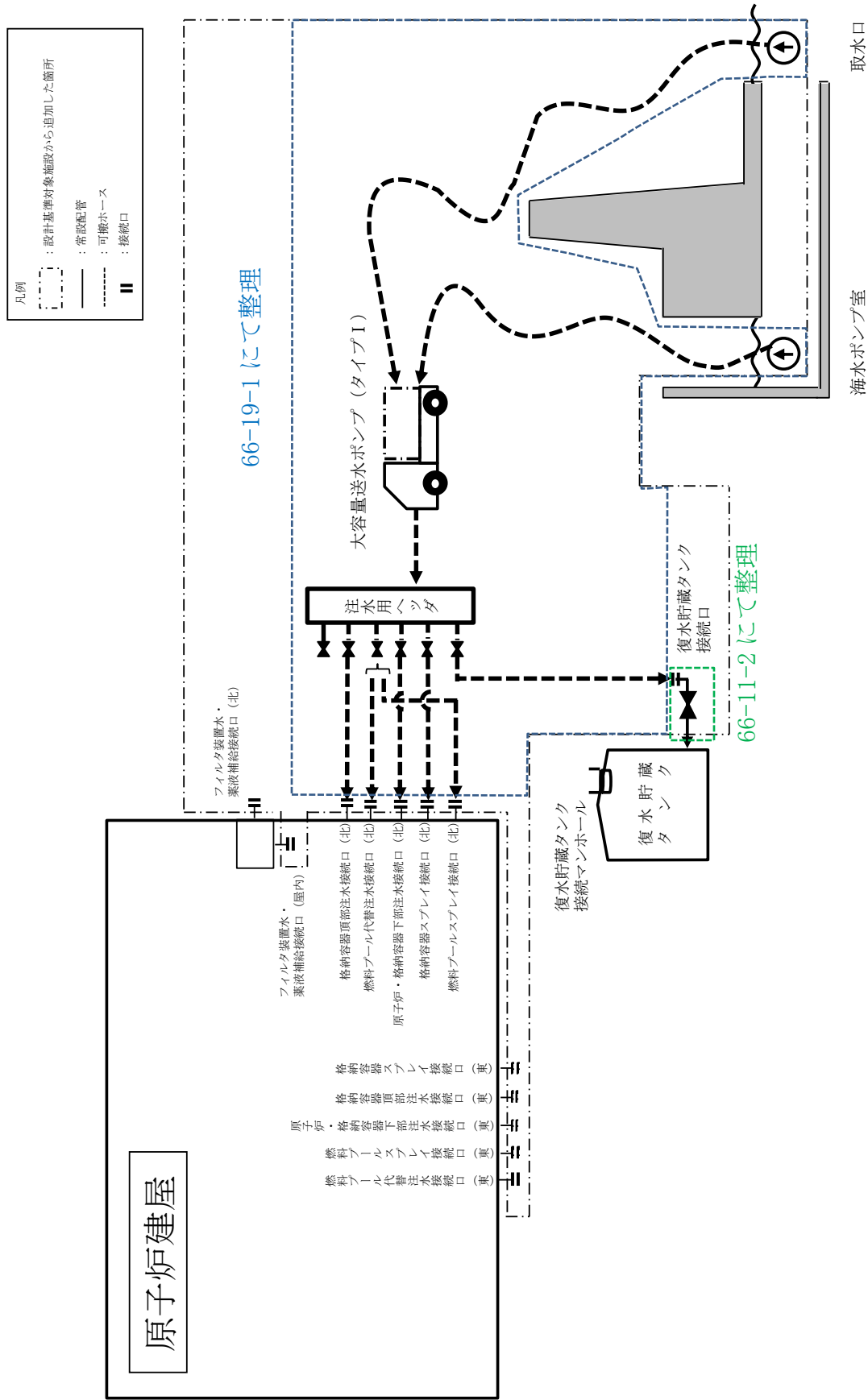
⑤ ②に含まれる設備

⑥ 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。



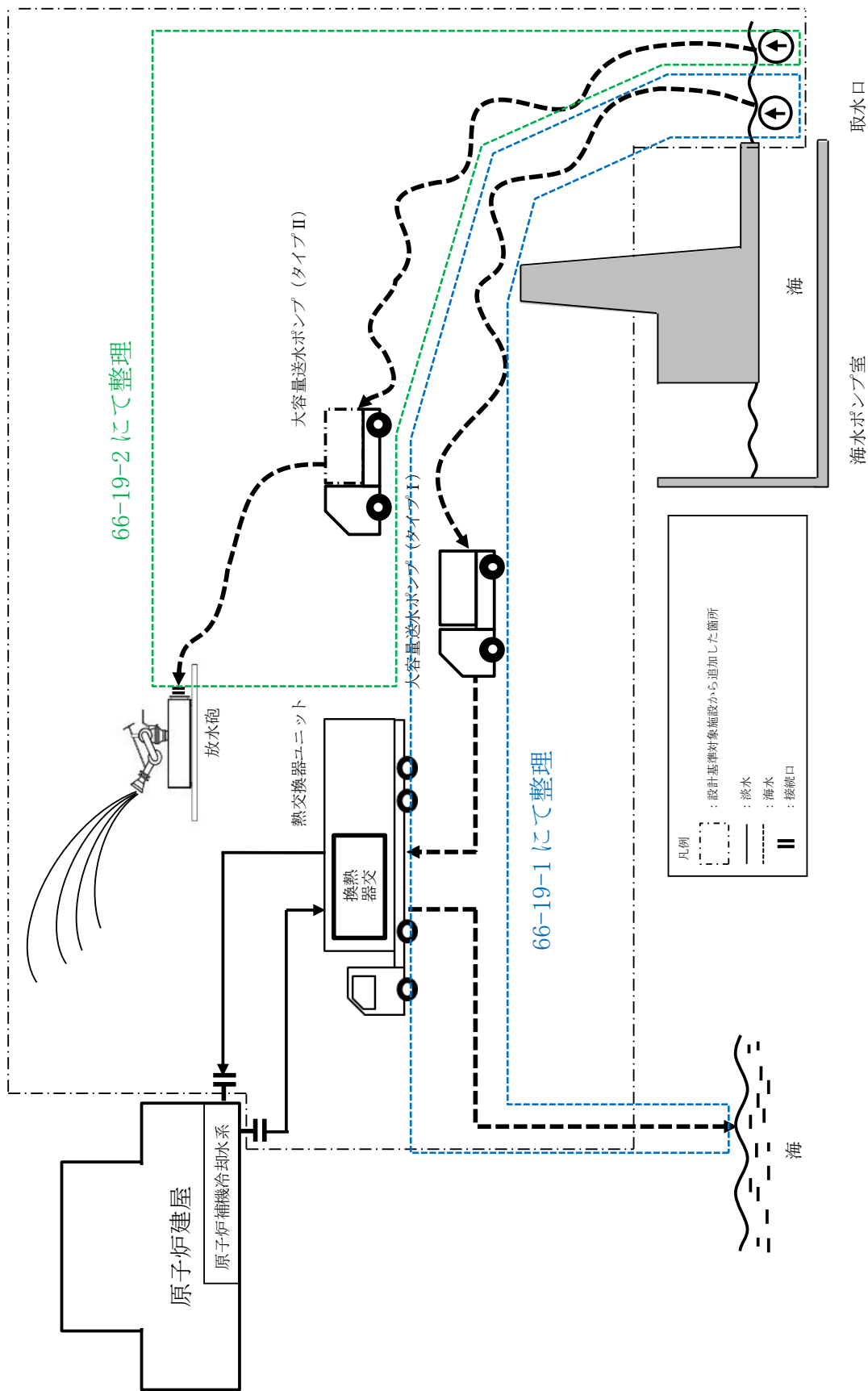
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
適用される原子炉の状態	条件⑦	要求される措置⑧	完了時間	
運転起動高温停止	A. 海水供給設備が動作不能の場合	A1. 発電課長は、サブプレッションプール水位が第46条を満足していることを確認する。 および A2. 発電課長は、復水貯蔵タンクの水量が66-11-1の所要値以上であることを確認する。	速やかに	<p>⑦ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 2N要求設備である大容量送水ポンプ（タイプI）が1N未満となった場合又は大容量送水ポンプ（タイプII）が1N未満となった場合（条件A）は、当該系統の機能を満足できないことから条件として記載する。</p> <p>⑧ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)）</p> <p><b>【運転、起動及び高温停止】</b> A1., A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“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タンクが該当し、保安規定第46条（サブプレッションプールの水位）及び66-11-1（重大事故等収束のための水源）に定める水量を満足していることを確認する。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
冷温停止燃料交換	A. 海水供給設備が動作不能の場合	A1. 防災課長は、復水貯蔵タンクの水量が942m <sup>3</sup> 以上となるように補給する, または発電課長は、942m <sup>3</sup> 以上であることを確認する。	速やかに	<p><b>【冷温停止及び燃料交換】</b> A1. <b>【運転、起動及び高温停止】</b>におけるA2.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、復水貯蔵タンク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942m<sup>3</sup>以上とする。復水貯蔵タンクへの補給については、純水補給水系、大容量送水ポンプ（タイプI）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。</p>

66-11-3 の範囲  
(66-11-2 及び 66-19-1 にて整理)



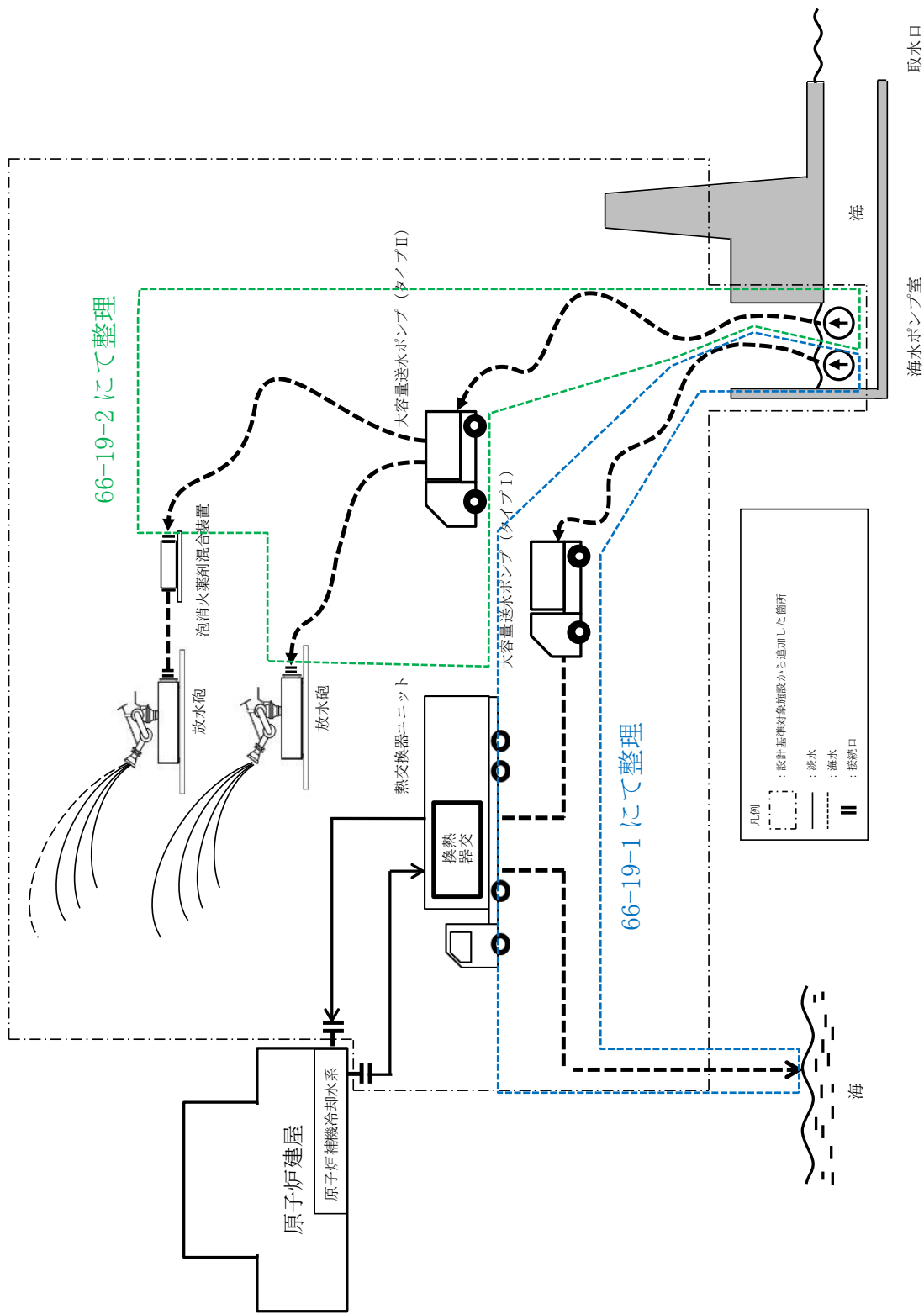
第 1.13-6 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水 (各種注水) 概要図  
(原子炉建屋北側接続の場合)

66-11-3 の範囲  
(66-19-1 及び 66-19-2 にて整理)

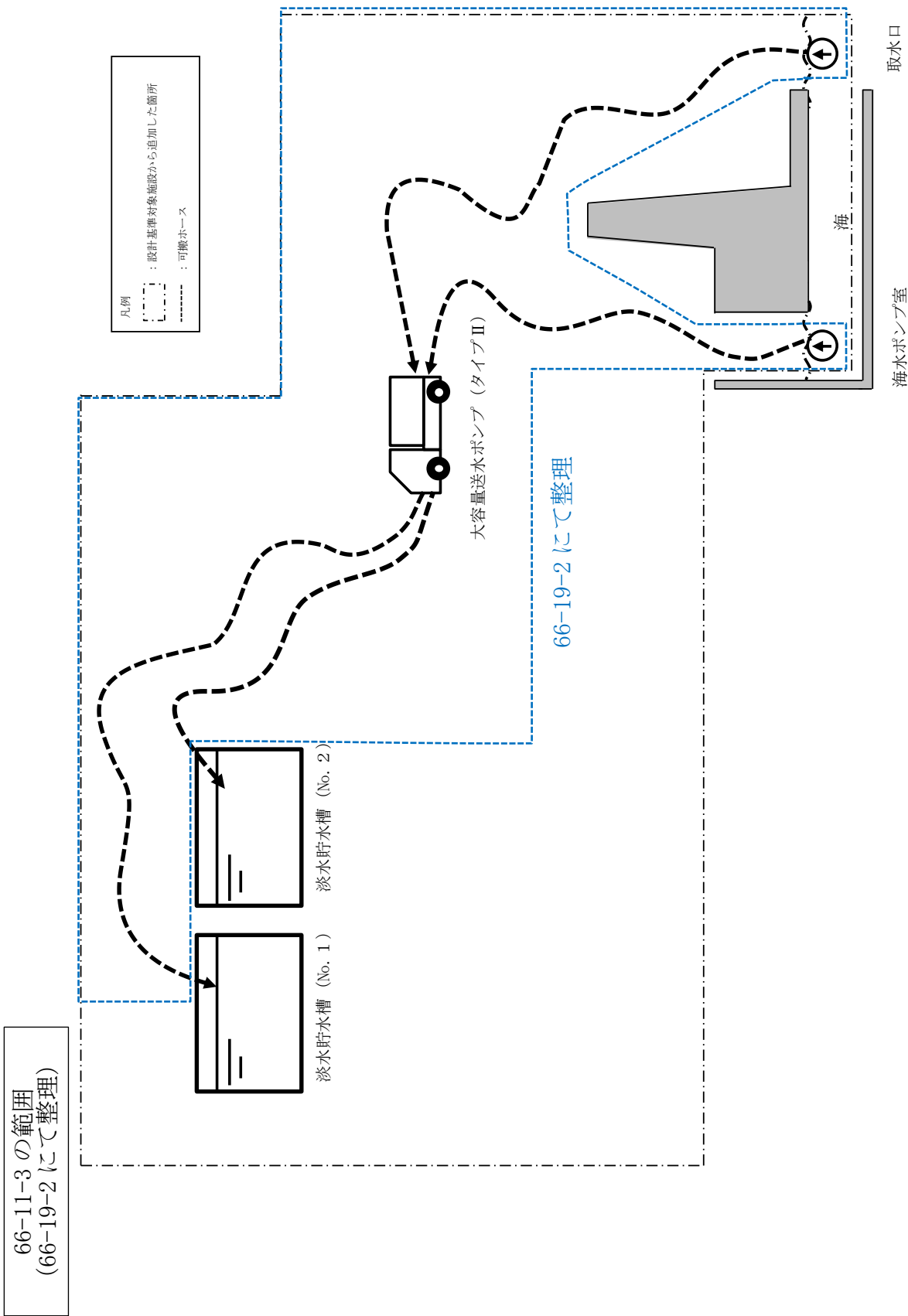


第 1.13-9 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水 (各種供給) 概要図 (1/2)  
(取水口から海水を取水する場合)

66-11-3 の範囲  
(66-19-1 及び 66-19-2 にて整理)



第 1.13-10 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水 (各種供給) 概要図 (2/2)  
(海水ポンプ室から海水を取水する場合)



第 1.13-26 図 海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプII) による淡水貯水槽への補給概要図

保安規定第66条

表66-12「電源設備」

66-12-1「常設代替交流電源設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (電源系, 燃料移送系 系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)  
(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

添付-3 同等な機能を有する説明

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

表66-12 電源設備

66-12-1 常設代替交流電源設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備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 冷 温 停 止 燃 料 交 換	ガスタービン発電機	2台
	ガスタービン発電設備軽油タンク	※1
	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	2台
	タンクローリ	※1
	軽油タンク	※1

※1：「66-12-7 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. ガスタービン発電機が模擬信号で作動することおよび運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	定事検停止時	電気課長
2. ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長
3. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

記載の説明

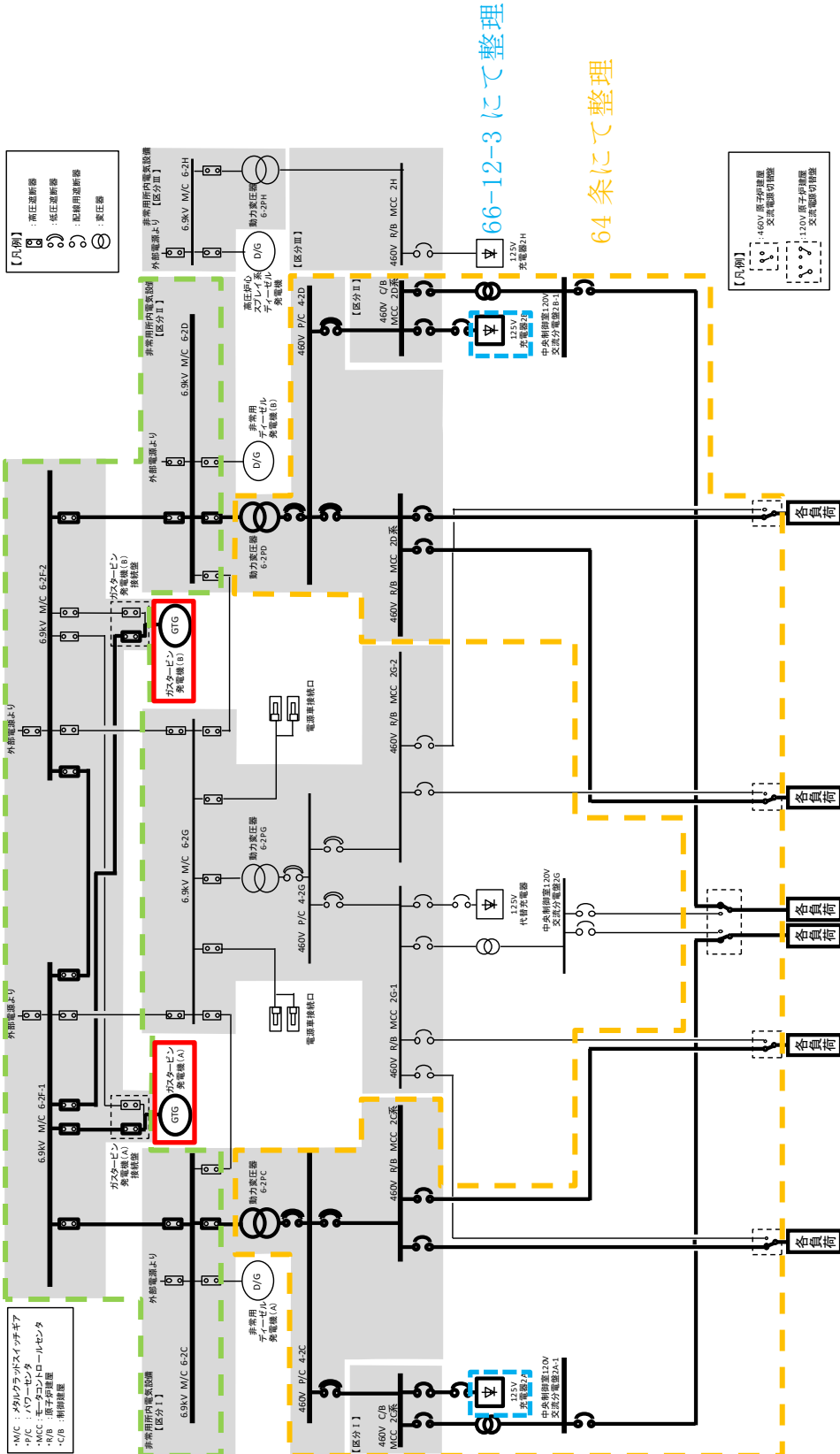
- ① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(1.14)が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、常設代替交流電源設備が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(1.14)  
「電源設備(手順等)」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プールの燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する(手順を定める)こと。
- ④ 常設代替交流電源設備は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間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して適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」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 ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、必要な電力を確保するため、2台を所要数とする。  
ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給するため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。  
定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。  
b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)項目2, 3が該当。  
「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考案に基づき常設設備は1ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。



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. 常設代替交流電源設備が動作不能の場合	A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※2</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長および防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※3</sup> が使用可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、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	⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。各設備が所要数を満足していない場合、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。  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)) <b>【運転、起動及び高温停止】</b> A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用ディーゼル発電機が該当し、完了時間は“速やかに”とする。 A2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が使用可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した「号炉間電力融通設備」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。 <b>【必要容量】</b> 3号炉からの電力融通に期待する場合、3号炉の非常用ディーゼル発電機は1基あたり約6,400kWであり、ガスタービン発電機よりも大容量であるため、必要容量を満足する。 <b>【準備時間】</b> 常設代替交流電源設備による受電まで約15分であるのに対して、号炉間電力融通ケーブル(常設)による受電の場合は約30分、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による受電の場合は約225分かかることから、事前準備等の時間短縮措置を行い、15分以内に受電できる体制を整える。(添付-3) A3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「10日間」とする。  B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。  <b>【冷温停止及び燃料交換】</b> 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. <b>【運転、起動及び高温停止】</b> におけるA1.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”とし、確認台数については1台とする。 A3. <b>【運転、起動及び高温停止】</b> のA2.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。
	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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
冷温停止燃料交換	A. 常設代替交流電源設備が動作不能の場合	A1. 発電課長は、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。 および A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長および防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※3</sup> が使用可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに	
<p>※2：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※3：号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機による非常用交流高圧電源母線2C系または2D系の受電(号炉間電力融通ケーブル(常設))を使用した場合または号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した場合をいい、当該システムで要求される準備時間を満足させるためにケーブルを接続する等の補完措置を含む。</p>				

66-12-1 の範囲  
赤枠にて示す

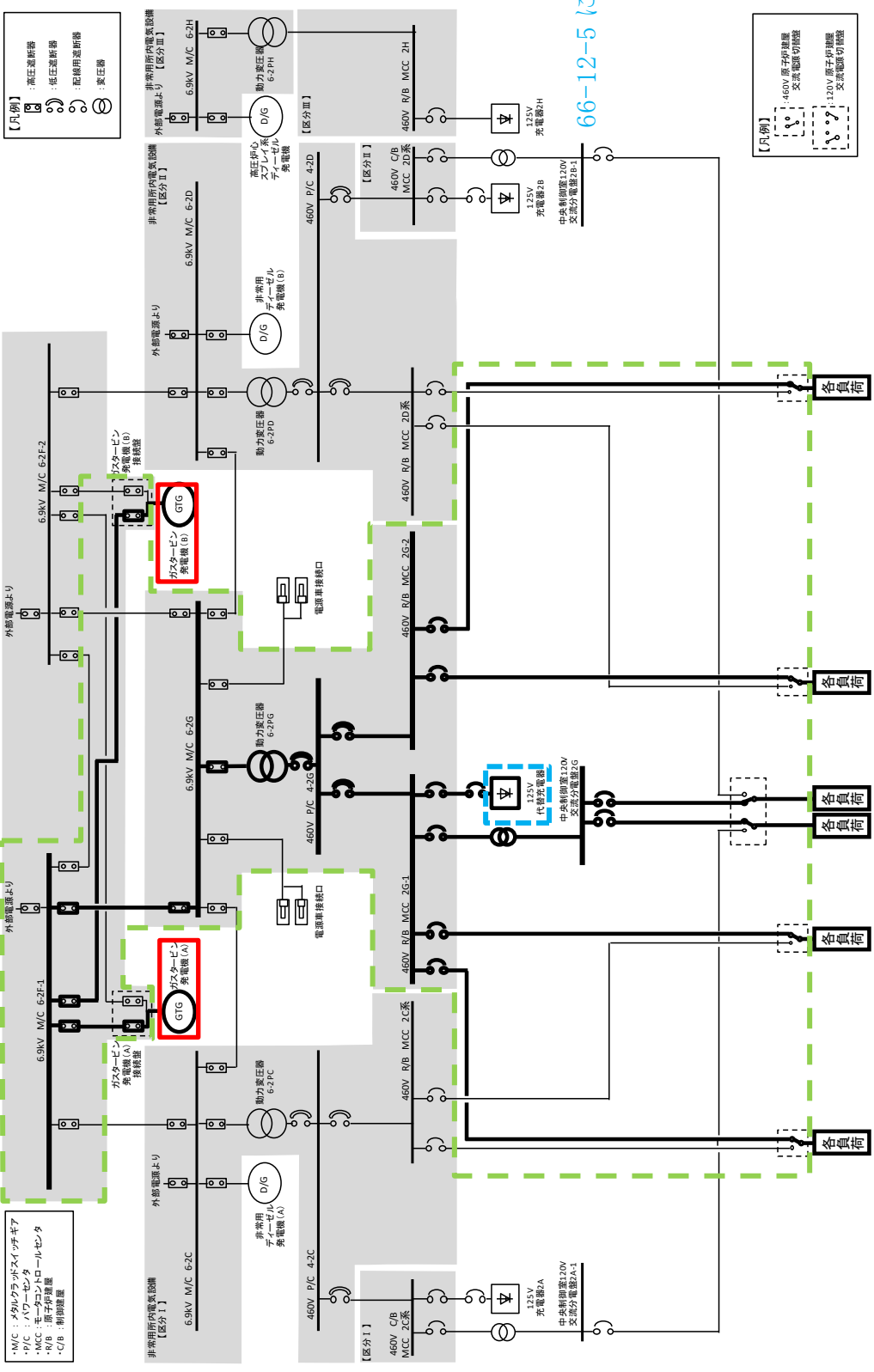
66-12-6 にて整理



第 10.2-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電) (ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)

66-12-1 の範囲  
赤枠にて示す

66-12-6 にて整理

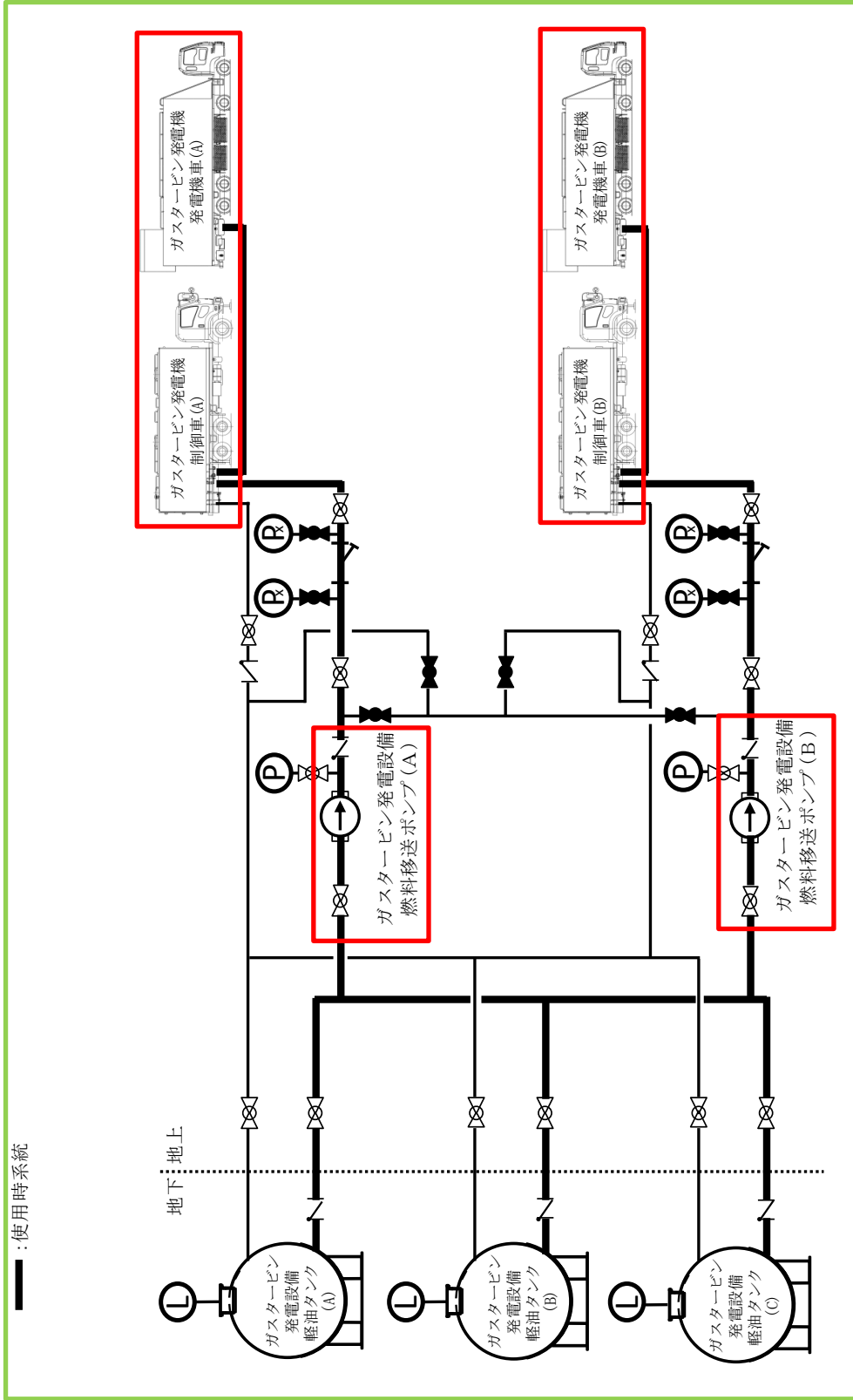


第 10.2-2 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電) (ガスタービン発電機から代替所内電気設備

を経由して給電)

66-12-1 の範囲  
赤枠にて示す

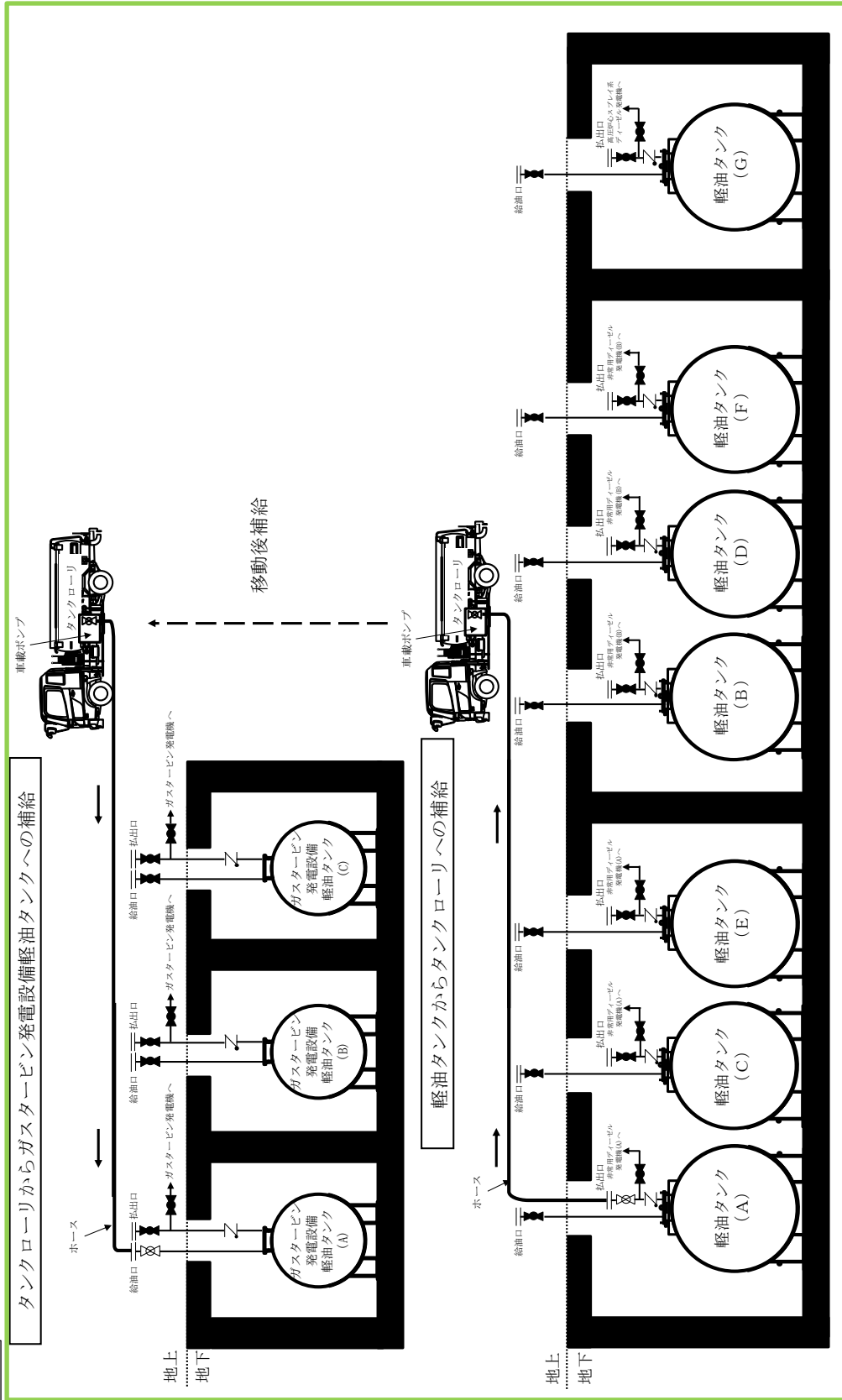
66-12-7 にて整理



第 10.2-3 図 代替電源設備系統概要図 (常代替交流電源設備による給電) (ガスタービン発電機の燃料系統)

66-12-1 の範囲  
赤枠にて示す

66-12-7 にて整理



第 10.2-14 図 代替電源設備系統概要図 (燃料補給設備による給油) (軽油タンクからガスタービン発電機軽油タンクへの補給)

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を補給可能な容量を、軽油タンクよりタンクローリを用いて補給する容量を考慮して有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

なお、バックアップ用の1台は、緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）の予備としても使用する。

125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、想定される重大事故等時において、

設計仕様  
 関連個所を赤枠にて示す

第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様

## (1) 常設代替交流電源設備

## a. ガスタービン発電機

ガスタービン

台 数	2
使用燃料	軽油
出 力	約 3,600kW (1 台当たり)

発電機

台 数	2
種 類	三相同期発電機
容 量	約 4,500kVA (1 台当たり)
力 率	0.80 (遅れ)
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz

## b. ガスタービン発電設備軽油タンク

基 数	3
容 量	約 110kL (1 基当たり)

## c. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

台 数	2
容 量	約 3.0m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
全 圧 力	約 0.5MPa [gage]



同等な機能を有することの説明  
 関連箇所を赤字にて示す

手順の項目	要員 (数)	経過時間												備考				
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	26時間	27時間	28時間								
優先1. ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びU/M/C 2D系受電 【自動起動の場合】	運転員 (中央制御室) A, B																	操作手順
	運転員 (現場) C, D																	

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 事象発生から1時間以内に実施  
 ※4: 事象発生から27時間以内に実施

第 1.14-7 図 ガスタービン発電機又は電源車によるメタクラ 2C 系及びメタクラ 2D 系受電  
 (ガスタービン発電機使用の場合) タイムチャート (1/2)

同等な機能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

: 事前準備により時間短縮

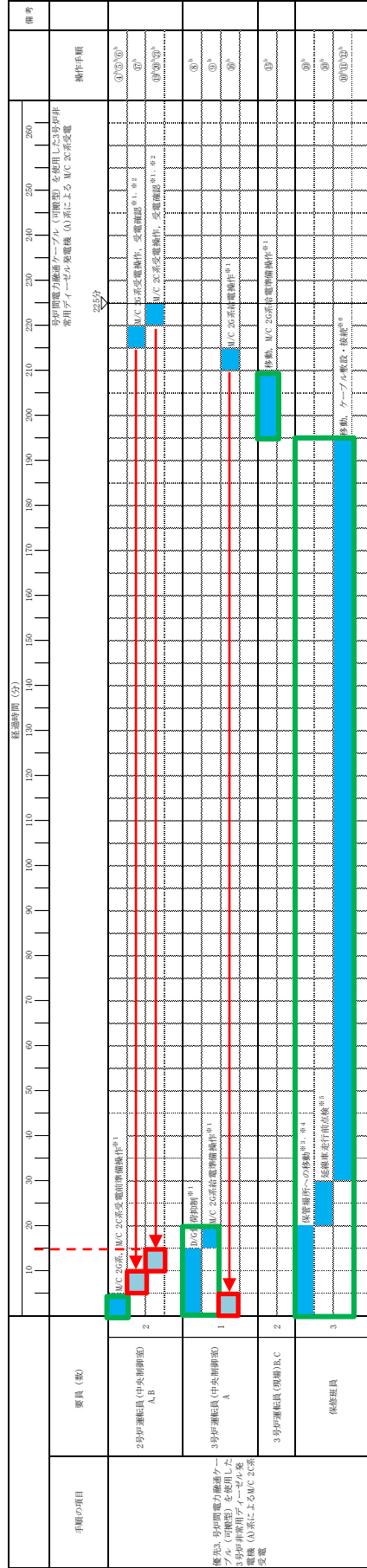
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
優先2. 号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)によるM/C 2C系受電の場合	2号炉運転員(中央制御室) A, B											操作手順 ④⑤ <sup>a</sup> ⑩ <sup>a</sup> ⑫⑬⑭ <sup>a</sup>
	3号炉運転員(中央制御室) A											

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

第 1.14-11 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)によるメタクラ 2C 系又はメタクラ 2D 系受電 (号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した場合) タイムチャート

同等な機能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

事前準備により時間短縮



※1：準備の準備期間に含まれる取込み作業  
 ※2：準備期間で交代作業員による作業時間  
 ※3：準備期間で交代作業員による作業時間  
 ※4：緊急時作業所から緊急作業エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5：準備期間の設計状況を考慮して計算された作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6：準備期間の設計状況を考慮して計算された作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14-12 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用DC電源  
 メタクラ 2C系又はメタクラ 2D系受電  
 (号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した場合) タイムチャート

保安規定第66条

表66-12「電源設備」

66-12-2「可搬型代替交流電源設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)

添付-3 同等な機能を有する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1(準備時間)

66-1-2-2 可搬型代替交流電源設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備2系列 <sup>*1</sup> が動作可能であること <sup>*2</sup>

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転	電源車	2台×2 <sup>*3</sup>
起動	タンクローリ	※4
高温停止	軽油タンク	※4
低温停止	ガスタービン発電設備軽油タンク	※4
燃料交換		

※1：1系列とは、電源車2台をいう。

※2：動作可能とは、電源車接続口(原子炉建屋西側)または電源車接続口(原子炉建屋東側)に接続できることを含む。

※3：電源車は、第2保管エリアおよび第3保管エリアに分散配置されていること。

※4：「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. 電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	防災課長
2. 電源車を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長

① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(1.14)が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、可搬型代替交流電源設備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)第五十七条(1.14)

「電源設備(手順等)」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する(手順を定める)こと。

④ 可搬型代替交流電源設備は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装着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 電源車は、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型代替電源設備(原子炉建屋の外から電気を供給するもの)であり2N要求設備に該当する。想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するもの1セット2台として、2セット4台を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2)

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

a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)項目1が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基つき2年に1回、性能確認を実施する。

b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)項目2が該当。

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

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	(3) 要求される措置	要求される措置⑧	完了時間	
	条件⑧			
運転 起 高温停止	A. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 が2系列未満1系 列以上の場合	<p>要求される措置⑧</p> <p>A1. 防災課長は、残りの可搬型代替交流電源設備が動作可能であることを確認することをおよび</p> <p>A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認することをおよび</p> <p>A3.1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>または</p> <p>A3.2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※7</sup>が使用可能であることを確認する。</p> <p>または</p> <p>A3.3. 防災課長は、代替措置<sup>※8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施することをおよび</p> <p>A4. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p> <p>30日間</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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は2N要求設備であるため、運転、起動及び高温停止においては、動作可能な系統数が2N未満(1N以上)となった場合と1N未満となった場合を条件として設定する。</p> <p>冷温停止及び燃料交換においては、2N未満(1N以上)と1N未満となった場合とで要求される措置が同じになるため、2N未満となった場合を条件として設定する。</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】</p> <p>A1.1. 動作可能な可搬型代替交流電源設備が2系列未満1系列以上となった場合には、残りの可搬型代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な可搬型代替交流電源設備が1系列以上の場合には、条件Aで要求される措置を継続して実施し、1系列未満の場合には条件Bへ移行し、条件Bで要求される措置を実施する。なお、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A1.2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用ディーゼル発電機が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A1.3.1. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した常設代替交流電源設備が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上)である「10日間」とする。</p> <p>A1.3.2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が使用可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した「号炉間電力融通設備」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上)である「10日間」とする。</p> <p>【必要容量】</p> <p>3号炉からの電力融通に期待する場合、3号炉の非常用ディーゼル発電機は1基あたり約6,400kWであり、電源車よりも大容量であるため、必要容量を満足する。</p> <p>【準備時間】</p> <p>電源車による受電まで約125分であるのに対して、号炉間電力融通ケーブル(常設)の場合は30分であり、電源車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である。</p> <p>また、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による受電の場合は約225分かかるとことから、事前準備等の時間短縮措置を行い、125分以内に受電できる体制を整える。(添付一3)</p> <p>A1.3.3. 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(発電機の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))であ</p>		



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	
運転 起 高温停止	B. 動作可能な可搬型代替交流電源設備が1系列未満の場合	<p>B1.1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>B1.2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>B1.3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 または</p> <p>B2.1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>B2.2.1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※7</sup>が使用可能であることを確認する。 または</p> <p>B2.2.2. 防災課長は、代替措置<sup>※8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および</p> <p>B2.3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	
	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および</p> <p>C2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	
		<p>要求される措置⑨</p>		
		<p>A1.4. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合、補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合又は代替措置を実施した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>B1.1., B2.1. A1.2.と同様。</p> <p>B1.2. A1.3.1.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>B1.3. A1.4.と同様。</p> <p>B2.2.1. A1.3.2.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>B2.2.2. A1.3.3.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>B2.3. A1.4.と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	<p>「10日間」とする。</p>	



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	
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備が2系列未満の場合	<p>A1. 防災課長は、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。 および</p> <p>A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 および</p> <p>A3.1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。 または</p> <p>A3.2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※7</sup>が使用可能であることを確認する。 または</p> <p>A3.3. 防災課長は、代替措置<sup>※8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	<p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>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。</p> <p>A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.2.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換については1台とする。</p> <p>A3.1. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.3.1.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A3.2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.3.2.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A3.3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.3.3.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。</p>

※5：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

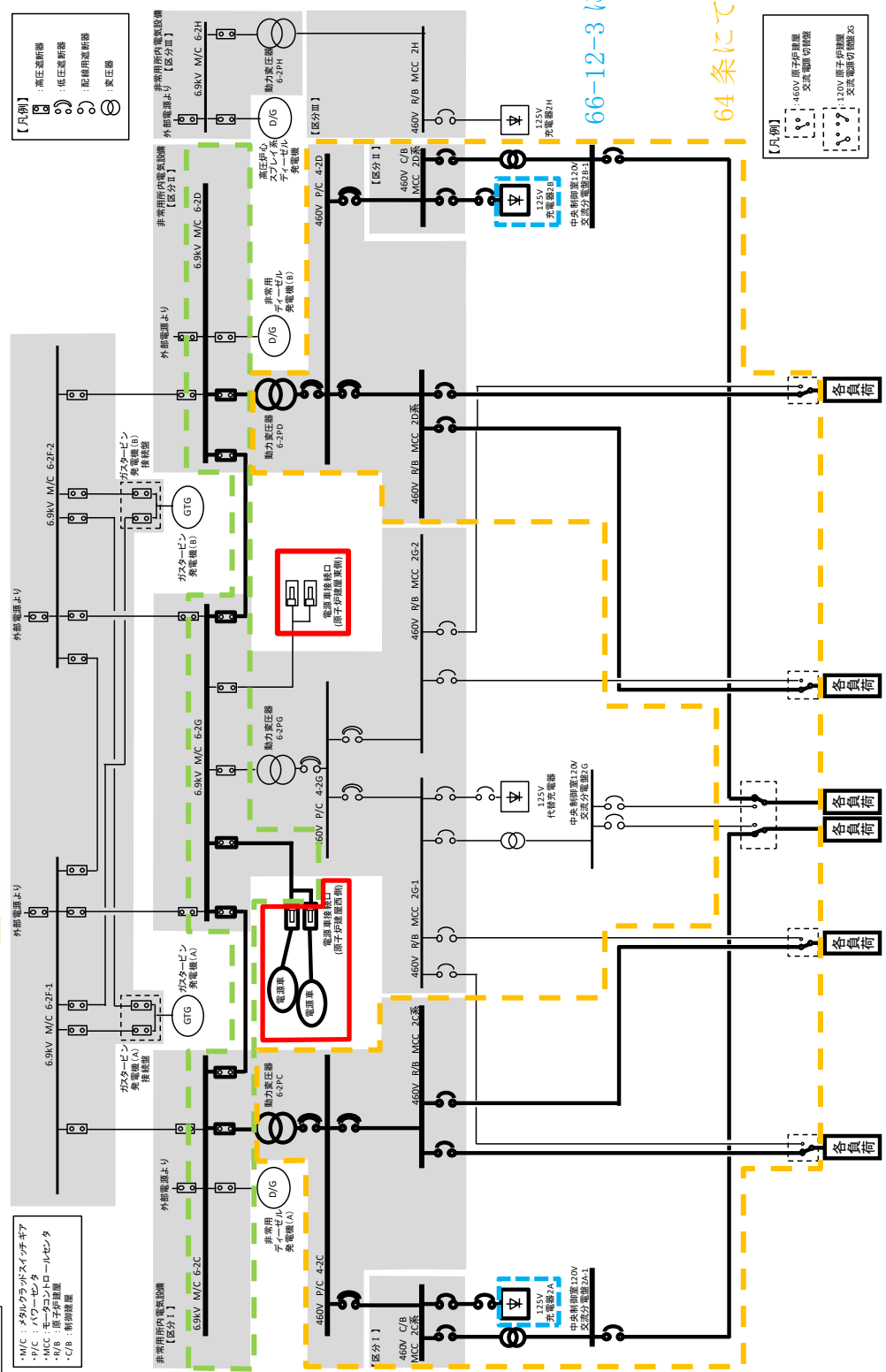
※6：常設代替交流電源設備をいう。

※7：号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機による非常用交流高圧電源母線2C系または2D系の受電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した場合または号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した場合）をいう。

※8：代替品の補充等。

66-12-2の範囲  
赤枠にて示す

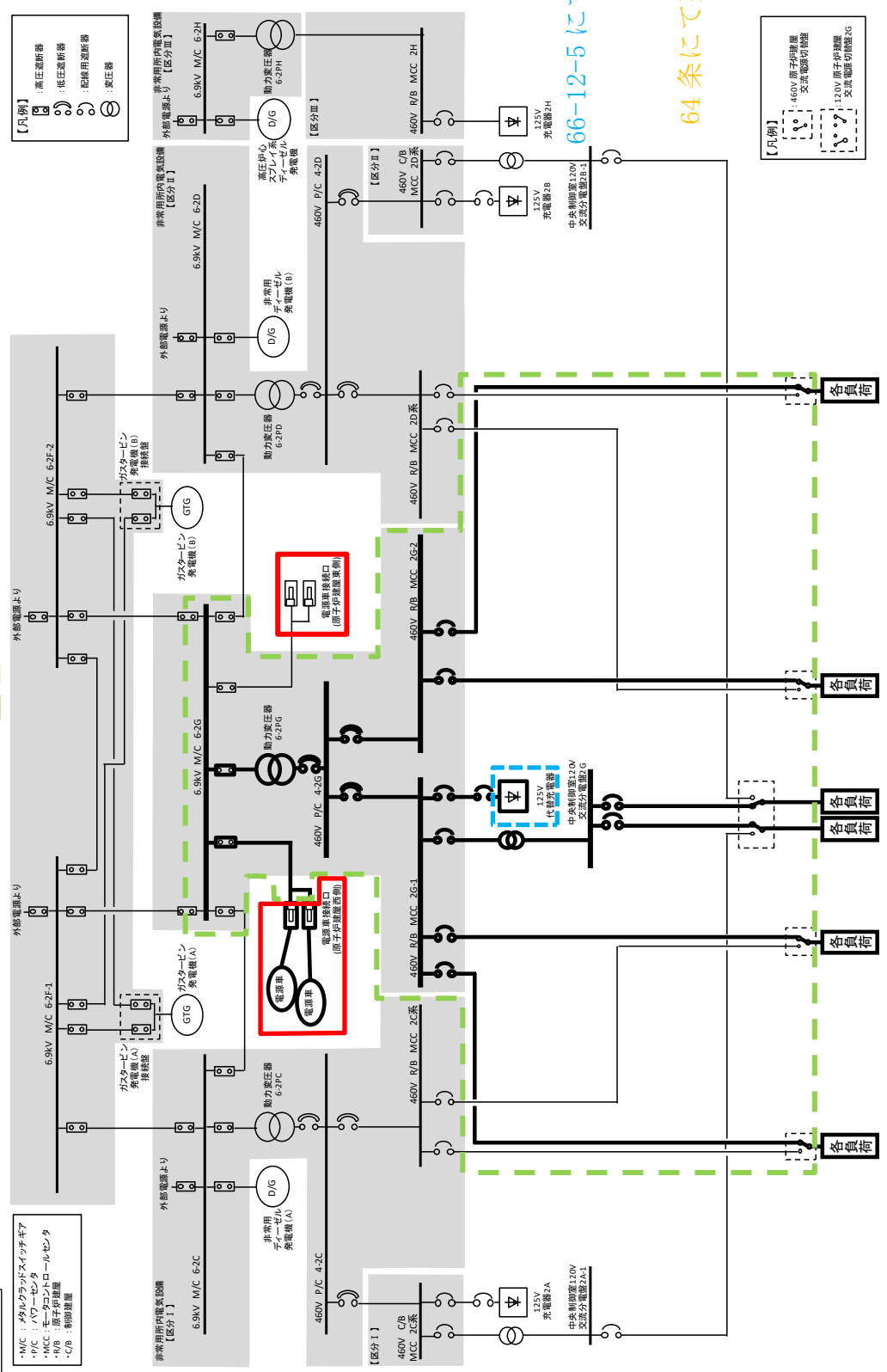
66-12-6にて整理



第 10.2-4 図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）（電源車から非常用所内電気設備を経由して給電）

66-12-2の範囲  
赤枠にて示す

66-12-6にて整理



66-12-5にて整理

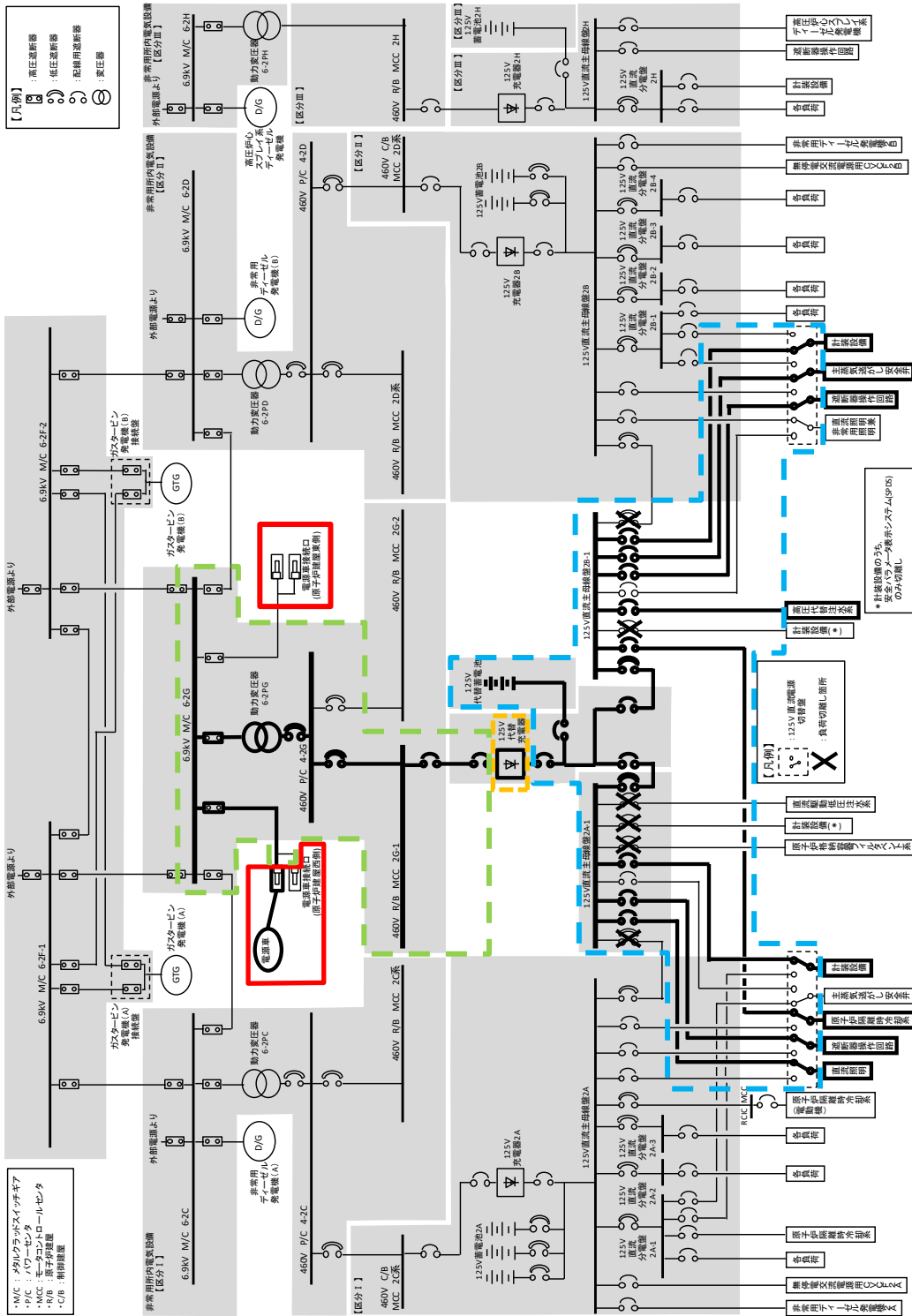
64条にて整理

第 10.2-5 図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）（電源車から代替所内電気設備を経由して

給電）

66-12-2の範囲  
赤枠にて示す

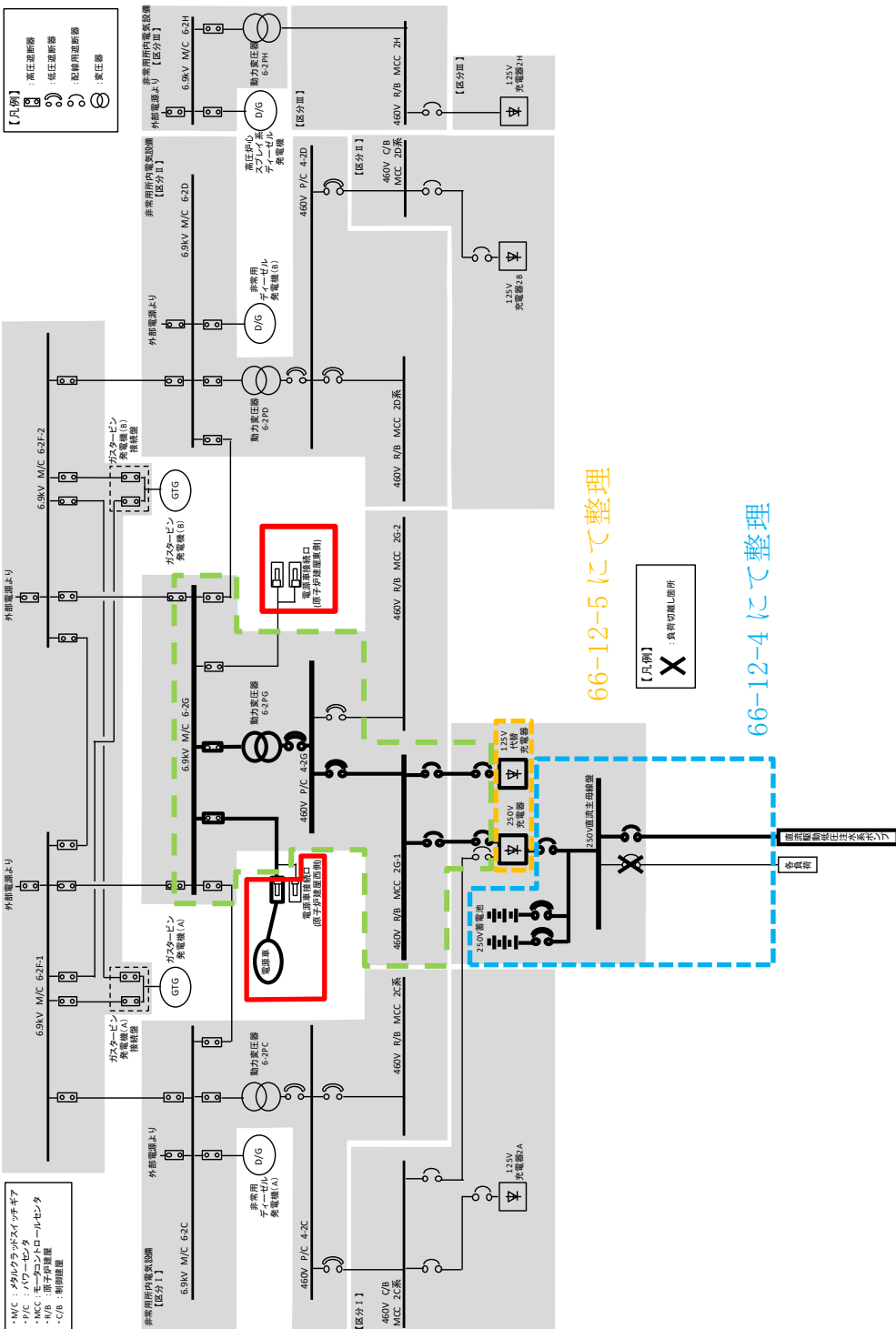
66-12-4にて整理 66-12-5にて整理 66-12-6にて整理



第 10.2-11 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による給電) (電源車から代替所内電気設備を経由して給電 (125V 系統))

66-12-2 の範囲  
赤枠にて示す

66-12-6 にて整理

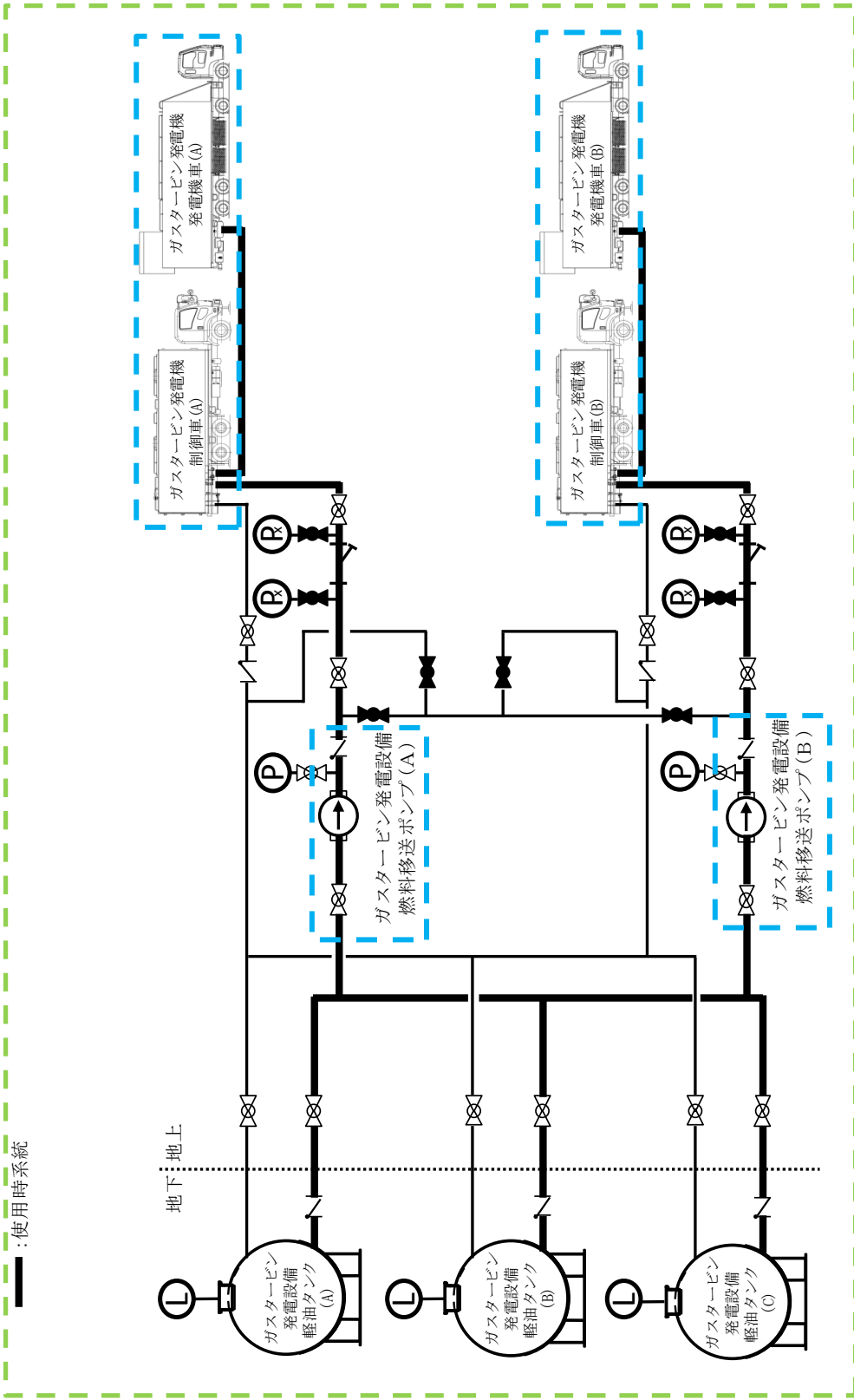


第 10.2-12 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による給電) (電源車から代替所内電気設備を經由して給電 (250V 系統))

66-12-2 の範囲  
赤枠にて示す

66-12-7 にて整理

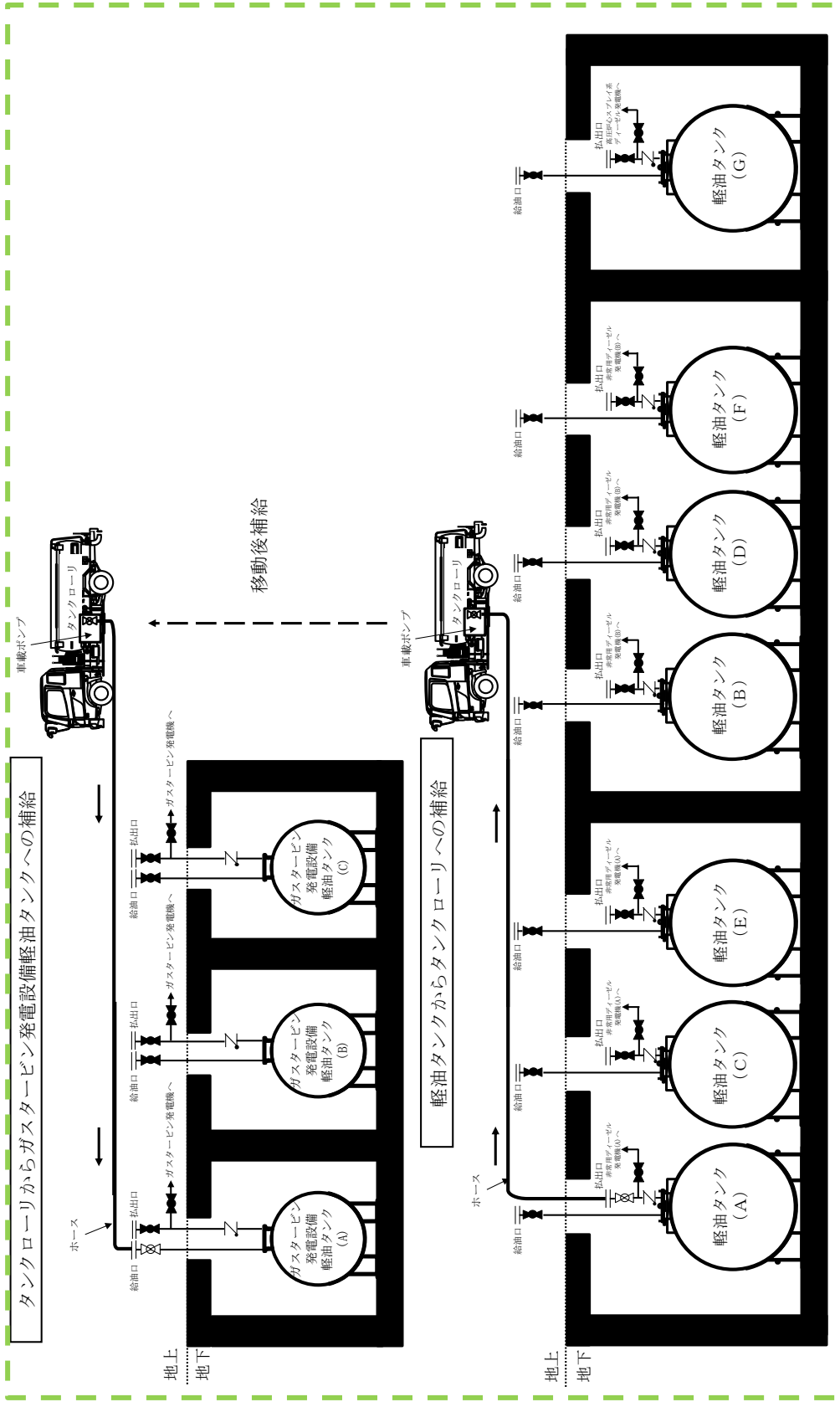
66-12-1 にて整理



第 10.2-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電) (ガスタービン発電機の燃料系統)

66-12-2の範囲  
赤枠にて示す

66-12-7にて整理



第10.2-14 図 代替電源設備系統概要図 (燃料補給設備による給油) (軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給)



所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を補給可能な容量を、軽油タンクよりタンクローリを用いて補給する容量を考慮して有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

なお、バックアップ用の1台は、緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）の予備としても使用する。

125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、想定される重大事故等時において、

設備仕様  
 関連個所を赤枠にて示す

d. 軽油タンク

第 10.1-5 表 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の主要機器仕様に記載する。

e. タンクローリ

台 数	2（予備 1）
容 量	約 4.0kL（1 台当たり）

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 電源車

エンジン

台 数 4（予備 1<sup>※1</sup>）

使用燃料 軽油

発電機

台 数 4（予備 1<sup>※1</sup>）

種 類 三相同期発電機

容 量 約 400kVA（1 台当たり）

力 率 0.85（遅れ）

電 圧 6.9kV

周 波 数 50Hz

※1：可搬型代替交流電源設備の電源車，可搬型代替直流電源設備の電源車又は緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）として使用する。

同等な機能を有することの説明  
 関連箇所を赤枠にて示す

手順の項目	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		
優先4. 電源車によるM/C 2C系及CM/C 2D系受電の場合	運転員(中央制御室)A,B	電源車給電 120分 125分															操作手順	
		電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電																
	運転員(現場)C,D	M/C 2C系及びCM/C 2D系受電前準備操作*1																⑨)⑩)
		移動, M/C 2C系及びCM/C 2D系受電前準備操作*1																⑫)⑬)
	重大事故等対応要員	電源車走行前点検*6																⑭)
		電源車の移動*7																⑮)
			保管場所への移動*4, *6														⑯)	
			電源車準備*8														⑰)	
			電源車起動*9														⑱)	
			電源車給電*10														⑳)	

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※3: 中央制御室から扉までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 電源車の保管場所から第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※5: 緊急時避難場所から第2保管エリアまでの移動時間を想定した移動時間に見込んだ時間  
 ※6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※7: 電源車の走行前点検から電源車接続口までの移動の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※8: 電源車の準備(ケーブルの敷設及び接続)の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※9: 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※10: 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.14-9 図 ガスタービン発電機又は電源車によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電  
 (電源車使用の場合) タイムチャート

同等な機能を有することの説明  
 関連個所を赤字にて示す

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						
優先2. 号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)によるM/C 2C系受電の場合	2号炉運転員(中央制御室) A, B				M/C 2F系, M/C 2C系受電前準備操作※1												操作手順 ④⑤ <sup>a</sup> ⑩ <sup>a</sup> ⑫⑬⑭ <sup>a</sup> ③ <sup>a</sup> ⑧ <sup>a</sup>
	3号炉運転員(中央制御室) A				M/C 2F系受電操作, 受電確認※1, ※2	M/C 2C系受電操作, 受電確認※1, ※2											

号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系によるM/C 2C系受電

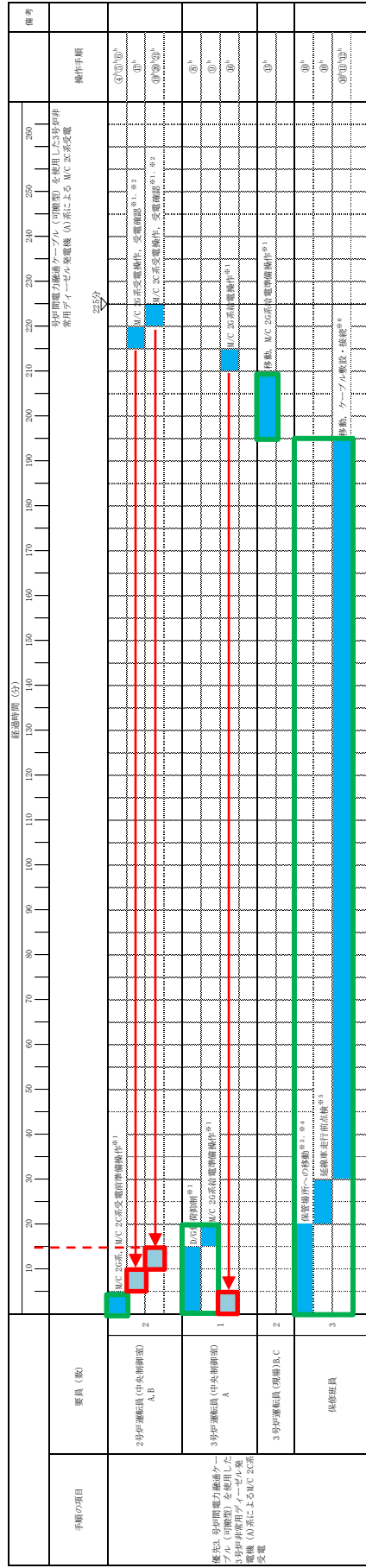
30分

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

第 1.14-11 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)によるメタクラ 2C系又はメタクラ 2D系受電(号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した場合) タイムチャート

同等な機能を有することの説明  
 関連箇所を赤枠にて示す

: 事前準備により時間短縮



※1: 発電機の準備期間に含まれる点検等の作業時間  
 ※2: 発電機本体で発生した排気ガス等の処理時間  
 ※3: 発電機の保管所から第2保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 緊急時発電機が第2保管エリアに設置されていること  
 ※5: 発電機の設計状況を確認して計算された作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: 発電機本体の設計状況を確認して計算された作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14-12 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機 (A) によるメタクラ 2C 系又はメタクラ 2D 系発電 (号炉間電力融通ケーブル (可搬型) を使用した場合) タイムチャート

保安規定第66条

表66-12「電源設備」

66-12-3「所内常設蓄電式直流電源設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

- (2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

- (3) 設備仕様書 (125V蓄電池 蓄電池電圧)

添付-3 同等な機能を有する説明

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備① 第五十七条(1.14)が該当する。

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
所内常設蓄電式 直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備が動作可能であること

適用される 原子炉の状態④	設 備⑤	所要数⑥
運 転	1 2 5 V 充電器 2 A ※1	1 個
起 動	1 2 5 V 蓄電池 2 A ※1	1 組
高温停止	1 2 5 V 充電器 2 B ※1	1 個
低温停止	1 2 5 V 蓄電池 2 B ※1	1 組

※1：当該系統が動作不能時は、「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」、「第64条 所内電源系統その1」および「第65条 所内電源系統その2」の運転上の制限も確認する。

- ① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 1 4）が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－1）
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、所内常設蓄電式直流電源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）第五十七条（1. 1 4）「電源設備（手順等）」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する（手順を定める）こと。
- ④ 所内常設蓄電式直流電源設備は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、1時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できること及び66-13（計測設備）における監視に必要な機器に電源を供給するための設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」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 充電器は各1個、蓄電池は各1組ずつ設置されており、その数を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付－2）



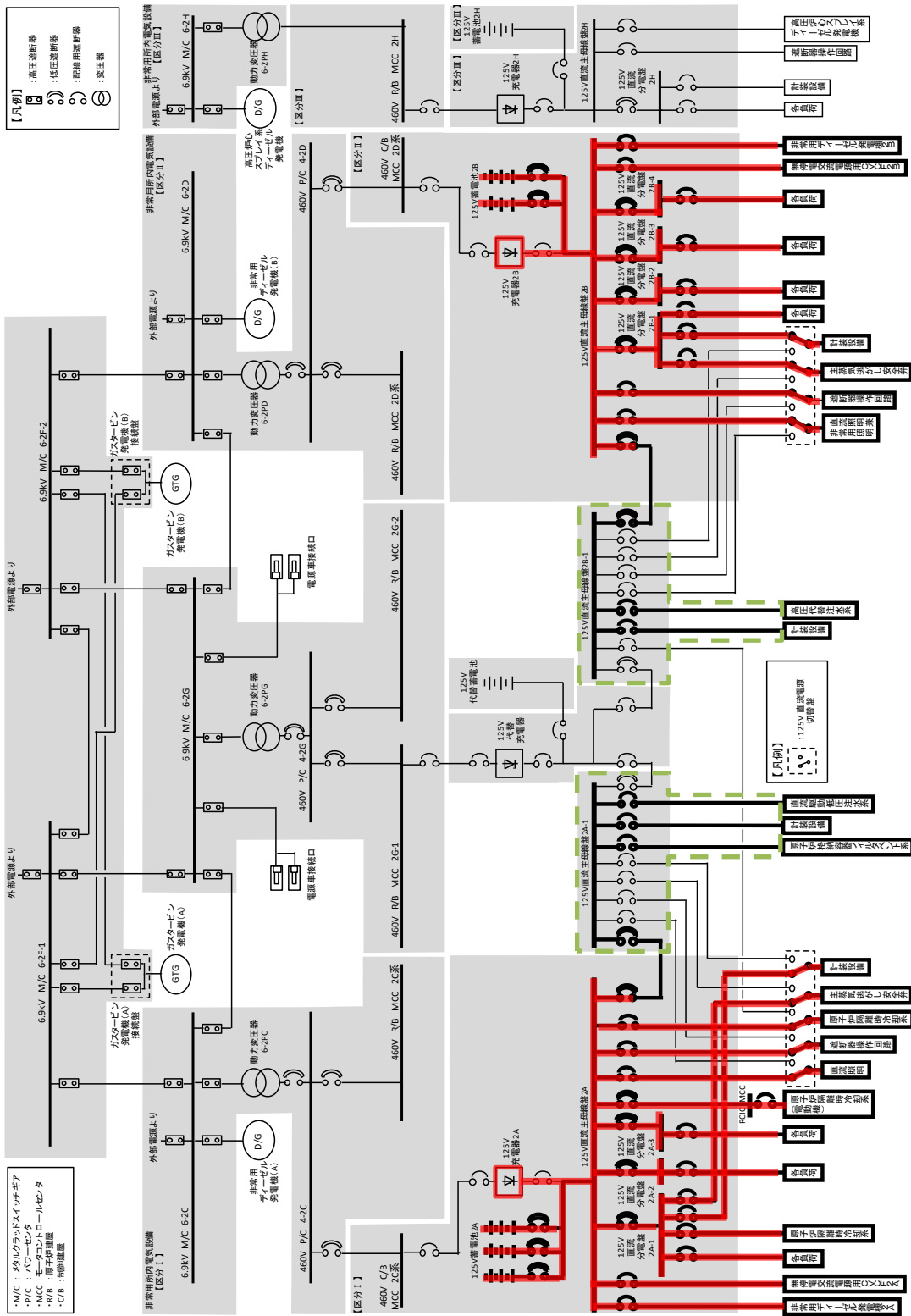
保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考															
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="262 1647 630 2775"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池および充電器）の機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>電気課長</td> </tr> <tr> <td>2. 125V蓄電池2Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。</td> <td>1週間に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>3. 125V蓄電池2Bの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。</td> <td>1週間に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>4. 125V充電器2Aおよび125V充電器2Bの出力電圧を確認する。</td> <td>1週間に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目⑦	頻度	担当	1. 所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池および充電器）の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長	2. 125V蓄電池2Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長	3. 125V蓄電池2Bの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長	4. 125V充電器2Aおよび125V充電器2Bの出力電圧を確認する。	1週間に1回	発電課長	<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2, 添付-2）</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）</p> <p>項目1が該当。</p> <p>定事検停止時の確認事項は、保安規定第62条（直流電源その1）に設定されており、それを準用した対応とする。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）</p> <p>項目2, 3, 4が該当。</p> <p>通常運転中の確認事項は保安規定第62条（直流電源その1）に設定されており、それを準用した対応とする。</p> <p>125V蓄電池2A及び2Bの浮動充電時の蓄電池電圧値はメーカー仕様書に基づき設定する。</p>	
項目⑦	頻度	担当															
1. 所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池および充電器）の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長															
2. 125V蓄電池2Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長															
3. 125V蓄電池2Bの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長															
4. 125V充電器2Aおよび125V充電器2Bの出力電圧を確認する。	1週間に1回	発電課長															

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 A. 蓄電池が動作不能の場合	要求される措置⑨ A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機※2を起動し、動作可能であることを確認するとともに、当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。 および A2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であることを、および当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。	完了時間 速やかに 3日間 30日間	⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。蓄電池が動作不能の場合及び充電器が動作不能の場合を条件として設定する。 ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)) <b>【運転、起動及び高温停止】</b> A1. 蓄電池が動作不能となった場合には、交流電源により、充電器を経由し、直流母線に電力を供給することが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを、及び当該蓄電池の充電器が健全であることを“速やかに”確認する。なお、確認対象の非常用ディーゼル発電機については、125V蓄電池A系が動作不能の場合は、非常用ディーゼル発電機A系とし、125V蓄電池B系が動作不能の場合は、非常用ディーゼル発電機B系とする。 A2. A1.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。常設代替交流電源設備の準備時間は約15分であり、蓄電池が枯渇する前に給電することが可能である(添付-3)。完了時間は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。 A3. 当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「30日間」とする。 B1. 充電器が故障した場合、予備充電器を経由し、直流母線に電力を供給すること、及び必要な直流電源が確保されていることが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であること、及び当該充電器の蓄電池が健全であることを“速やかに”確認する。なお、確認対象の非常用ディーゼル発電機については、125V充電器A系が動作不能の場合は、非常用ディーゼル発電機A系とし、125V充電器B系が動作不能の場合は、非常用ディーゼル発電機B系とする。 B2. B1.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。常設代替交流電源設備の準備時間は約15分であり、蓄電池が枯渇する前に給電することが可能である(添付-3)。完了時間は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。 B3. 当該充電器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「30日間」とする。 C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。
	B. 充電器が動作不能の場合	B1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機※2を起動し、動作可能であることを確認するとともに、当該充電器の蓄電池が健全であることを確認する。 および B2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であることを、および当該充電器の蓄電池が健全であることを確認する。 および B3. 発電課長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。	完了時間 速やかに 3日間 30日間	
	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、低温停止にする。	完了時間 24時間 36時間	

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 A. 蓄電池が動作 不能の場合	要求される措置⑨ A1. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機※2を 起動し、動作可能であることを確認するとと もに、当該蓄電池の充電器が健全であること を確認する。 および A3. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が 動作可能であること、および当該蓄電池の充 電器が健全であることを確認する。	完了時間 速やかに  速やかに	
冷温停止 燃料交換	B. 充電器が動作 不能の場合	B1. 発電課長は、当該充電器を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。 および B2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機※2を 起動し、動作可能であることを確認するとと もに、当該充電器の蓄電池が健全であること を確認する。 および B3. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が 動作可能であること、および当該充電器の蓄 電池が健全であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに	<p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A1. 当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.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。</p> <p>A3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA2.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。</p> <p>B1. 当該充電器を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>B2. 【運転、起動及び高温停止】におけるB1.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。</p> <p>B3. 【運転、起動及び高温停止】におけるB2.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。</p>
				<p>※2：125V蓄電池A系が動作不能の場合は、非常用ディーゼル発電機A系とし、125V 蓄電池B系が動作不能の場合は、非常用ディーゼル発電機B系とする。</p>

66-12-4 にて整理

66-12-3 の範囲  
赤線にて示す



第 10.2-6 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備による給電)

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を補給可能な容量を、軽油タンクよりタンクローリを用いて補給する容量を考慮して有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

なお、バックアップ用の1台は、緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）の予備としても使用する。

125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、想定される重大事故等時において、

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず 8 時間，その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替蓄電池は，想定される重大事故等時において，8 時間後に不要な負荷の切離しを行い，24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 蓄電池は，想定される重大事故等時において，1 時間後に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず，24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替充電器は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 充電器は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機接続盤，緊急用高圧母線 2F 系，緊急用高圧母線 2G 系，緊急用動力変圧器 2G 系及び緊急用低圧母線 2G 系は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

軽油タンクは，設計基準事故対処設備と兼用しており，設計基準事故対処設備としての容量が，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が，事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

タンクローリは，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に，燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は，1 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。

設備仕様 関連個所を下線にて示す
---------------------

第 10.1-3 表 直流電源設備の主要機器仕様

(1) 蓄電池非常用

<u>種 類</u>		<u>鉛蓄電池</u>
<u>組 数</u>		<u>3</u>
<u>セル数</u>	<u>A系</u>	<u>60</u>
	<u>B系</u>	<u>60</u>
	H P C S系	60
<u>電 圧</u>	<u>A系</u>	<u>125V</u>
	<u>B系</u>	<u>125V</u>
	H P C S系	125V
<u>容 量</u>	<u>A系</u>	<u>約8,000Ah</u>
	<u>B系</u>	<u>約6,000Ah</u>
	H P C S系	約400Ah

常用

<u>種 類</u>		<u>鉛蓄電池</u>
<u>組 数</u>		1
<u>セル数</u>		116
<u>電 圧</u>		250V
<u>容 量</u>		約6,000Ah

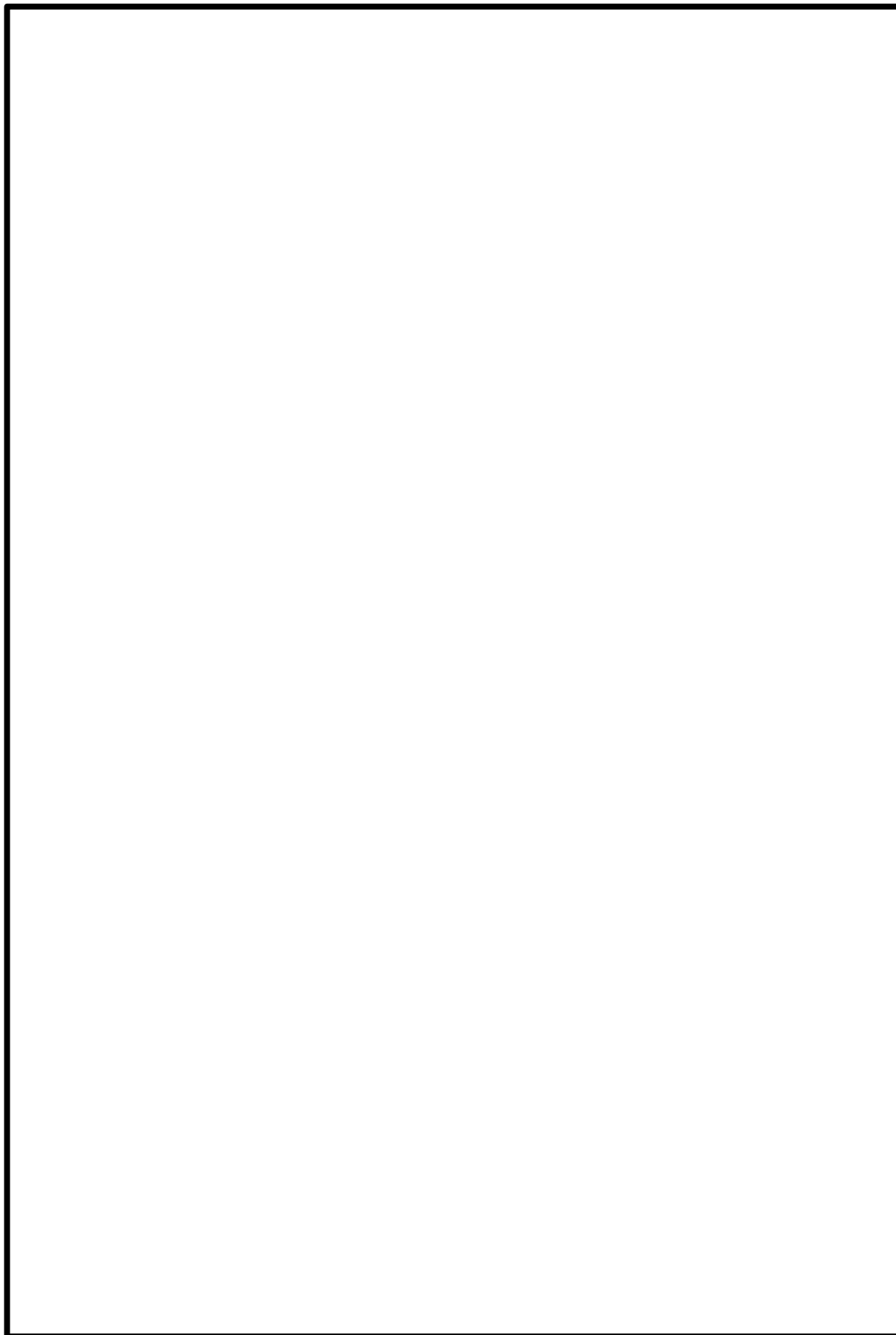


設備仕様 関連個所を下線にて示す
---------------------

(2) 充電器非常用 (予備充電器は常用)

<u>種 類</u>		<u>シリコン整流器</u>
<u>個 数</u>	<u>A系</u>	<u>1</u>
	<u>B系</u>	<u>1</u>
	(予備)	1)
	H P C S系	1 (予備 1)
<u>充電方式</u>		<u>浮動</u>
<u>冷却方式</u>		<u>自然通風</u>
<u>交流入力</u>	<u>A系</u>	<u>3相 50Hz 440V</u>
	<u>B系</u>	<u>3相 50Hz 440V</u>
	H P C S系	3相 50Hz 440V
<u>容 量</u>	<u>A系</u>	<u>約118kW</u>
	<u>B系</u>	<u>約118kW</u>
	(予備)	約118kW)
	H P C S系	約10kW
<u>直流出力電圧</u>	<u>A系</u>	<u>133.8V</u>
	<u>B系</u>	<u>133.8V</u>
	H P C S系	129V
<u>直流出力電流</u>	<u>A系</u>	<u>約700A</u>
	<u>B系</u>	<u>約700A</u>
	(予備)	約700A)
	H P C S系	約50A

1 2 5 V蓄電池 設備仕様書  
関連個所を赤線にて示す



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

同等な性能を有することの説明（準備時間）  
 関連箇所を赤字にて示す

手順の項目	要員（数）	経過時間							備考						
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	26時間		27時間	28時間				
優先1. ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電の場合 【自動起動の場合】	運転員（中央制御室）A,B			ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電 15分											操作手順
	運転員（現場）C,D														② <sup>a</sup> ⑩ <sup>a</sup> ⑫ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup> ⑰ <sup>a</sup>

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※3：事象発生から1時間以内を実施

※4：事象発生から27時間以内を実施

第 1.14-7 図 ガスタービン発電機又は電源車によるメタクラ 2C 系及びメタクラ 2D 系受電  
 （ガスタービン発電機使用の場合）タイムチャート（1/2）

保安規定第66条

表66-12「電源設備」

66-12-4「常設代替直流電源設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)
- (2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)
- (3) 設計及び工事計画認可申請書 (設定根拠)
- (4) 設備仕様書 (125V代替蓄電池および250V蓄電池)

添付-3 同等な機能を有する説明

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

66-12-4 常設代替直流電源設備① 第五十七条 (1. 14) が該当する。

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
常設代替直流電源設備	常設代替直流電源設備が動作可能であること

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	125V代替蓄電池	1組
運転 起動 高温停止	250V蓄電池※1	1組

※1：当該系統が動作不能時は、「66-4-2 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）」の運転上の制限も確認する。

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、常設代替直流電源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) 第五十七条 (1. 14)  
「電源設備 (手順等)」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プールの燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する (手順を定める) こと。

④ 常設代替直流電源設備のうち125V代替蓄電池は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間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。

常設代替直流電源設備のうち250V蓄電池は、低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) へ給電するための設備であることから、適用される原子炉の状態は、低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) 同様に「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), 添付-2)

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 蓄電池は各1組ずつ設置されており、その数を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1), 添付-2)

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考																
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 125V代替蓄電池の機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>電気課長</td> </tr> <tr> <td>2. 250V蓄電池の機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>電気課長</td> </tr> <tr> <td>3. 125V代替蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。</td> <td>1週間に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>4. 250V蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が248V以上であることを確認する。</td> <td>1週間に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>		項目⑦	頻度	担当	1. 125V代替蓄電池の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長	2. 250V蓄電池の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長	3. 125V代替蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長	4. 250V蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が248V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長	<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2, 添付-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, 2が該当。 定事検停止時の点検に合わせ, 性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)</p> <p>項目3, 4が該当。 直流電源設備の確認事項は保安規定第62条(直流電源その1)に設定されており, それを準用した対応とする。 125V代替蓄電池及び250V蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧値はメーカー仕様書に基づき設定する。</p>			
項目⑦	頻度	担当																		
1. 125V代替蓄電池の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長																		
2. 250V蓄電池の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長																		
3. 125V代替蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長																		
4. 250V蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が248V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長																		

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	(3) 要求される措置	要求される措置⑧	完了時間	
	条件⑧			
	A. 125V代替蓄電池が動作不能の場合	<p>要求される措置⑧</p> <p>A1. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し動作可能であること、および125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備※2が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および125V代替充電器が健全であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに  3日間  30日間	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。蓄電池が動作不能の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】</p> <p>A1. 蓄電池が動作不能となった場合には、交流電源により充電器を経由し、直流母線に電力を供給することが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを、及び125V充電器が健全であることを“速やかに”確認する。</p> <p>A2. A1.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であること、及び125V代替充電器が健全であることを確認する。常設代替交流電源設備による給電は常設代替直流電源設備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)。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>A3. 当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「30日間」とする。</p> <p>B1. 蓄電池が動作不能となった場合には、交流電源により充電器を経由し、直流母線に電力を供給することが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを、及び125V充電器が健全であることを“速やかに”確認する。</p> <p>B2. B1.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であること、及び250V充電器が健全であることを確認する。常設代替交流電源設備の準備時間は約15分であり、全交流動力電源喪失(TBP)において低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)を起動するまで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。(添付-3)。完了時間は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>B3. 当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「30日間」とする。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
運転 起 高温停止	B. 250V蓄電池が動作不能の場合	<p>B1. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し動作可能であること、および125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備※2が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>B2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および250V充電器が健全であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>B3. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに  3日間  30日間	
	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>C2. 発電課長は、低温停止にする。</p>	24時間  36時間	

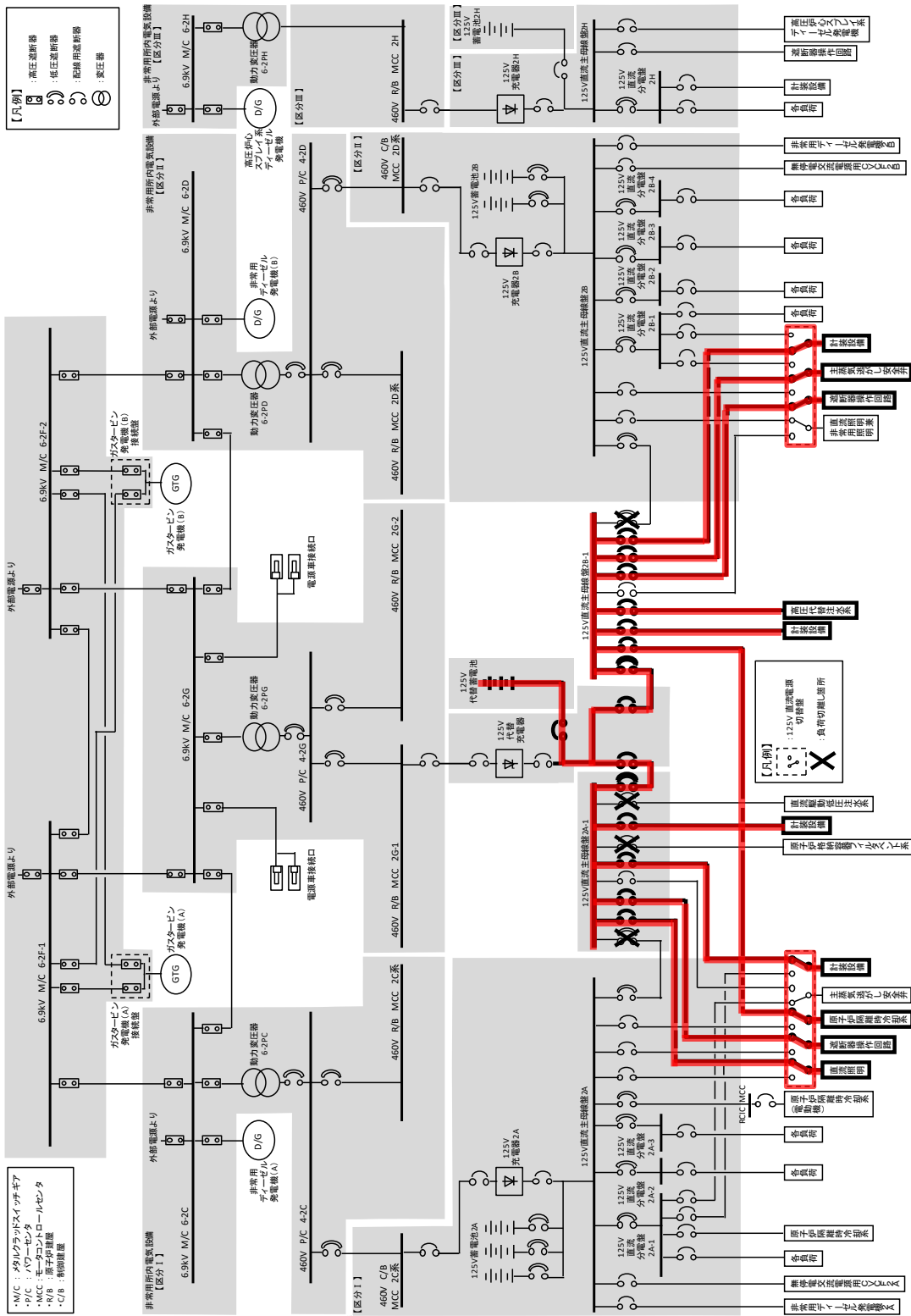


適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 125V代替蓄電池が動作不能の場合	A1. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し動作可能であること、および125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備※2が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および125V代替充電器が健全であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに

※2：残りの非常用ディーゼル発電機および125V充電器をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

【冷温停止及び燃料交換】  
A1. 125V代替蓄電池を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。  
A2., A3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1., A2.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。

66-12-4の範囲  
赤線にて示す

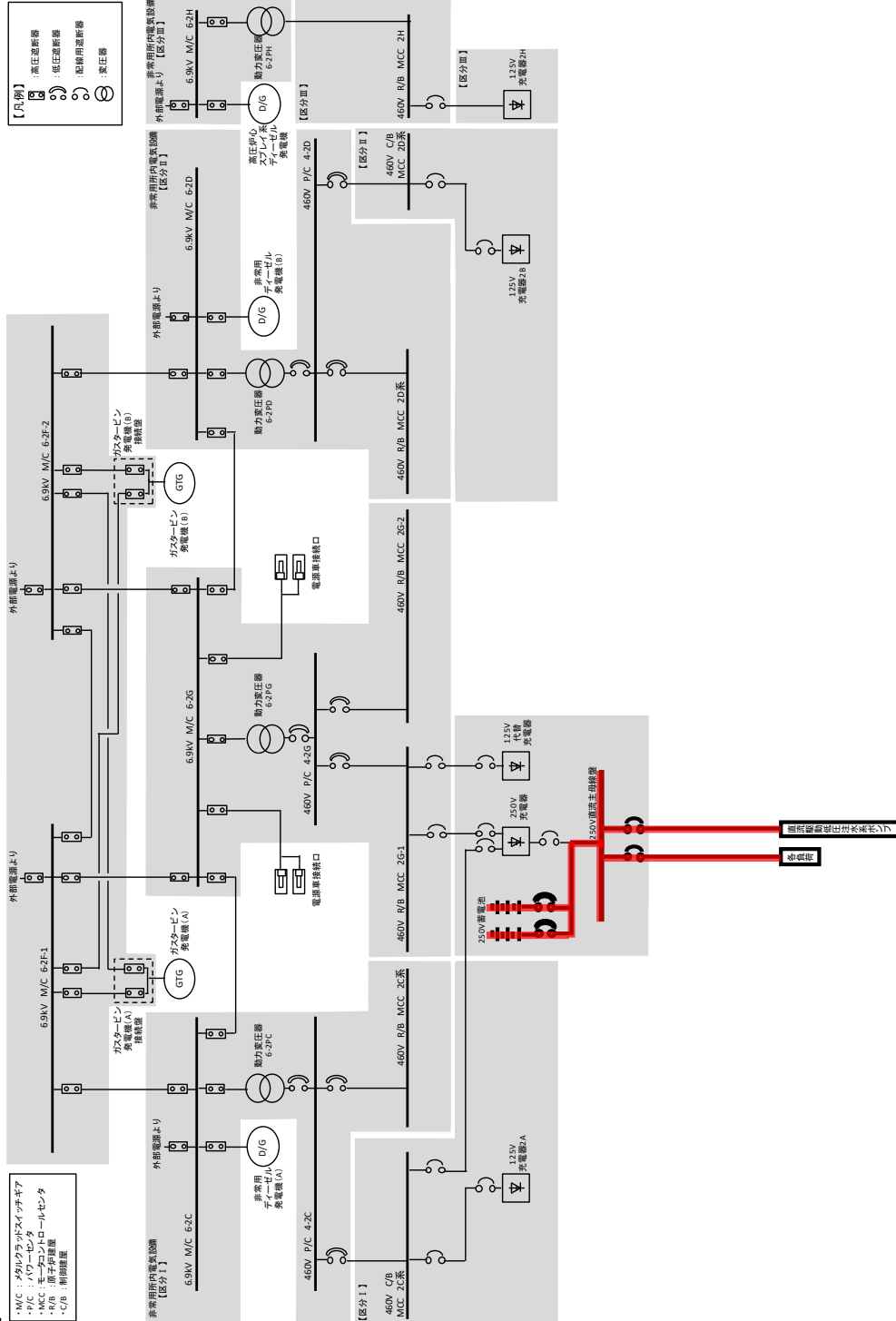


【凡例】  
 : 高圧設備  
 : 低圧設備  
 : 配線用遮断器  
 : 変圧器

M/C : ガス涡轮スイッチギア  
 P/C : AVR-セクタ  
 MCC : 電子制御装置  
 R/B : 電子制御装置  
 C/B : 制御装置

第 10.2-1-7 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替直流電源設備による給電) (125V 代替蓄電池による給電)

66-12-4 の範囲  
赤線にて示す



第 10.2-8 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替直流電源設備による給電) (250V 蓄電池による給電)

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を補給可能な容量を、軽油タンクよりタンクローリを用いて補給する容量を考慮して有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

なお、バックアップ用の1台は、緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）の予備としても使用する。

125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、想定される重大事故等時において、

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず 8 時間，その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替蓄電池は，想定される重大事故等時において，8 時間後に不要な負荷の切離しを行い，24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 蓄電池は，想定される重大事故等時において，1 時間後に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず，24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替充電器は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 充電器は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機接続盤，緊急用高圧母線 2F 系，緊急用高圧母線 2G 系，緊急用動力変圧器 2G 系及び緊急用低圧母線 2G 系は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

軽油タンクは，設計基準事故対処設備と兼用しており，設計基準事故対処設備としての容量が，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が，事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

タンクローリは，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に，燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は，1 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。

設備仕様  
 関連個所を下線にて示す

(4) 常設代替直流電源設備

a. 125V 代替蓄電池

組 数	1
電 圧	125V
容 量	約 2,000Ah

b. 250V 蓄電池

組 数	1
電 圧	250V
容 量	約 6,000Ah

(5) 可搬型代替直流電源設備

a. 125V 代替蓄電池

第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様「(4) a. 125V 代替蓄電池」に記載する。

b. 250V 蓄電池

第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様「(4) b. 250V 蓄電池」に記載する。

c. 電源車

第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様「(2) a. 電源車」に記載する。

設定根拠  
 関連個所を赤線にて示す

名	称	125V 代替蓄電池
容	量	2000(10時間率)
個	数	1(1組当たり 60個)
<p>【設定根拠】          (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処設備              重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 125V 代替蓄電池は、以下の機能を有する。</li> </ul> <p>125V 代替蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び直流電源喪失）した場合に、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として 125V 代替蓄電池を使用し、8 時間後に中央制御室外において必要な負荷以外を切り離すことにより、24 時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠              重大事故等時に使用する 125V 代替蓄電池の容量は、必要な負荷以外を切り離すことにより 24 時間以上、直流負荷へ電力を供給できる容量を以下の通り算出し、2000Ah/組とする。              125V 代替蓄電池の容量の算出に用いる負荷を表 1-1 に示す。また、切り離しを行う直流負荷リストを表 1-2 に示す。</p>		

O 2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-2-1-2 R 2



表 1-1 125V 代替蓄電池負荷

負荷名称	負荷電流 (A)と運転時間 (分)		
	0～ 1分	1～ 510分 <sup>*1</sup>	510～ 1440分
高压代替注水系制御	18.5	7.0	7.0
中央制御室直流照明	2.0	2.0	2.0
主蒸気逃がし安全弁制御	0.4	0.4	0.4
メタルクラッドスイッチギア並びに パワーセンタの投入及び引外し	470.0	-	-
直流主母線盤の投入及び引外し	(9.6) <sup>*2</sup>	-	-
直流電動弁	442.2	-	-
計測制御装置 (格納容器内雰囲気モニタ盤区分(Ⅱ), 原子炉圧力, 原子炉水位(広帯域), 原子炉水位(狭帯域)等)	12.3	12.3	12.3
安全パラメータ表示システム(SPDS) <sup>*3</sup>	22.0	22.0	-
重大事故時監視 (使用済燃料プール放射線モニタ, 使用済燃料プール温度/水位, 重大事故等故障表示盤等)	19.6	19.6	19.6
負荷余裕 <sup>*4</sup>	15.7	14.0	14.0
合計	1002.7	77.3	55.3

注記\*1 : 事象発生後8時間(480分)から不要な負荷を順次切り離すが、作業時間を考慮し、容量計算では8時間30分(510分)まで給電を継続するものとする。

\*2 : 直流主母線盤の投入及び引外しは、メタルクラッドスイッチギア並びにパワーセンタの投入及び引外しと同時に発生することはない、各動作時間は1分未満である。また、直流主母線盤の投入及び引外し(9.6A)はメタルクラッドスイッチギア並びにパワーセンタの投入及び引外し電流(470A)より小さいため、電流値の大きいメタルクラッドスイッチギア並びにパワーセンタの投入及び引外し電流が1分間継続するものとして蓄電池容量を計算する。

\*3 : 使用を想定しない負荷を切り離す。切り離し対象の負荷リストは表1-2に示す。

\*4 : 将来負荷増加等を考慮し、評価上、0～1440分に負荷余裕を見込んでいる。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-2-1-2 R 2

O 2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-2-1-2 R 2 E

表 1-1 の負荷電流により下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

$C_t$  : 必要容量(Ah/組)  
 $L$  : 保守率 = 0.8(単位なし)  
 $K_n$  : 容量換算時間 (時)  
 $I_n$  : 負荷電流(A)  
 サフィックス 1, 2, 3, …, n : 負荷電流の変化の順に付番する。  
 (参考文献: 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014))

125V 代替蓄電池の必要容量は、計算すると以下の通りとなる。

・125V 代替蓄電池の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} [0.58 \times 1002.7] = 727.0 \approx 727 \text{Ah/組}$$

$$C_{510} = \frac{1}{0.8} [8.81 \times 1002.7 + 8.80 \times (77.3 - 1002.7)] = 862.9 \approx 863 \text{Ah/組}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} [23.89 \times 1002.7 + 23.87 \times (77.3 - 1002.7) + 15.39 \times (55.3 - 77.3)] = 1908.3 \approx 1909 \text{Ah/組}$$

よって、重大事故等時に使用する 125V 代替蓄電池の容量は、1909Ah/組を上回る 2000Ah/組を有することで、8 時間後に中央制御室外において必要な負荷以外を切り離すことにより、1440 分以上(24 時間以上)、直流負荷へ電力を供給することが可能である。

表 1-2 125V 代替蓄電池切り離し対象負荷リスト

操作場所	用途名称	使用時間 (容量計算上の運転時間)	分類*
125V 直流主母線盤 2A-1	2号 SPDS 緊急時伝送盤(1)	8 時間 (0~510 分)	⑤
	2号 SPDS 緊急時伝送盤(3)		⑤
125V 直流主母線盤 2B-1	2号 SPDS 緊急時伝送盤(2)		⑤
	2号 SPDS 緊急時伝送盤(4)		⑤
	2号 SPDS サーバ筐体(B)		⑤

注記\* : 切り離し負荷の分類は以下のとおり。

- ①パラメータ確認終了後は使用しないため。
- ②原子炉・タービントリップしているため。
- ③全交流動力電源喪失状態であり、使用を期待しないため。
- ④常用系負荷のため。
- ⑤事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。

2. 個数の設定根拠

125V 代替蓄電池は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数として 1 組 (1 組当たり 60 個) 設置する。

設定根拠  
 関連個所を赤線にて示す

名	称	250V蓄電池
容	量	Ah/組
		6000(10時間率)
個	数	組
		1(1組当たり232個)
<p>【設定根拠】                  (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処設備                      重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 250V蓄電池は、以下の機能を有する。</li> </ul> <p>250V蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合又は交流電源及び直流電源が喪失した場合に、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として 250V蓄電池を使用し、1時間後に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要なではない直流負荷を切り離すことにより、24時間にわたり、重大事故等時の対応に必要な設備に直流電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠                      重大事故等時に使用する 250V蓄電池の容量は、必要な負荷以外を切り離すことにより 24時間以上、直流負荷へ電力を供給できる容量を以下の通り算出し、6000Ah/組とする。  <u>250V蓄電池の容量の算出に用いる負荷を表 1-1 に示す。また、切り離しを行う直流負荷リストを表 1-2 に示す。</u></p>		

O 2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-2-1-3 R 1

O 2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-2-1-3 R 1

表 1-1 250V 蓄電池負荷

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)							
	0～ 1分	1～ 30分	30～ 31分	31～ 70分*1	70～ 270分	270～ 340分	340～ 341分	341～ 400分
直流駆動低圧注水系ポンプ	—	—	412	206	206	—	412	206
その他負荷*2	1641	771	771	771	—	—	—	—
合計	1641	771	1183	977	206	—	412	206

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)							
	400～ 470分	470～ 471分	471～ 530分	530～ 600分	600～ 601分	601～ 660分	660～ 730分	730～ 731分
直流駆動低圧注水系ポンプ	—	412	206	—	412	206	—	412
その他負荷*2	—	—	—	—	—	—	—	—
合計	—	412	206	—	412	206	—	412

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)							
	731～ 790分	790～ 860分	860～ 861分	861～ 920分	920～ 990分	990～ 991分	991～ 1050分	1050～ 1120分
直流駆動低圧注水系ポンプ	206	—	412	206	—	412	206	—
その他負荷*2	—	—	—	—	—	—	—	—
合計	206	—	412	206	—	412	206	—

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)							
	1120～ 1121分	1121～ 1180分	1180～ 1250分	1250 1251分	1251～ 1310分	1310～ 1380分	1380～ 1381分	1381～ 1440分
直流駆動低圧注水系ポンプ	412	206	—	412	206	—	412	206
その他負荷*2	—	—	—	—	—	—	—	—
合計	412	206	—	412	206	—	412	206

注記\*1 : 事象発生後 1 時間 (60 分) から不要な負荷を順次切り離すが、作業時間を考慮し、容量計算では 1 時間 10 分 (70 分) まで給電を継続するものとする。

\*2 : 使用を想定しない負荷を切り離す。切り離し対象の負荷リストは表 1-2 に示す。

表 1-1 の負荷電流により下記の式を用いて必要容量を計算する。

$$C_t = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

$C_t$  : 必要容量 (Ah/組)

$L$  : 保守率 = 0.8 (単位なし)

$K_n$  : 容量換算時間 (時)

$I_n$  : 負荷電流 (A)

サフィックス 1, 2, 3, …, n : 負荷電流の変化の順に付番する。

(参考文献: 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014))



250V 蓄電池の必要容量は、計算すると以下の通りとなる。

・250V 蓄電池の容量計算結果

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} [23.89 \times 1641 + 23.87 \times (771 - 1641) + 23.39 \times (1183 - 771) \\ + 23.37 \times (977 - 1183) + 22.72 \times (206 - 977) + 19.39 \times (0 - 206) \\ + 18.22 \times (412 - 0) + 18.21 \times (206 - 412) + 17.22 \times (0 - 206) \\ + 16.06 \times (412 - 0) + 16.04 \times (206 - 412) + 15.06 \times (0 - 206) \\ + 13.89 \times (412 - 0) + 13.87 \times (206 - 412) + 12.89 \times (0 - 206) \\ + 11.72 \times (412 - 0) + 11.71 \times (206 - 412) + 10.72 \times (0 - 206) \\ + 9.67 \times (412 - 0) + 9.66 \times (206 - 412) + 8.94 \times (0 - 206) \\ + 7.99 \times (412 - 0) + 7.97 \times (206 - 412) + 7.2 \times (0 - 206) \\ + 6.16 \times (412 - 0) + 6.14 \times (206 - 412) + 5.3 \times (0 - 206) \\ + 4.21 \times (412 - 0) + 4.2 \times (206 - 412) + 3.2 \times (0 - 206) \\ + 1.85 \times (412 - 0) + 1.83 \times (206 - 412)] \\ = 4599.9 \approx 4600 \text{ Ah/組}$$

よって、重大事故等時に使用する 250V 蓄電池の容量は、4600 Ah/組を上回る 6000 Ah/組を有することで、1 時間後に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要なではない直流負荷を切り離すことにより、1440 分以上(24 時間以上)、直流負荷へ電力を供給することが可能である。

表 1-2 250V 蓄電池切り離し対象負荷リスト

操作場所	用途名称	使用時間 (容量計算上の運転時間)	分類*
250V 直流主母線盤	主タービン非常用油ポンプ	1 時間 (0~70 分)	②
	プロセス計算機用 CVCF 2A		③
	プロセス計算機用 CVCF 2B		③
	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)		②
	非常用油ポンプ		
	タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)		②
	非常用油ポンプ		
	非常用密封油ポンプ		②
タービン発電機初期励磁電源	②		

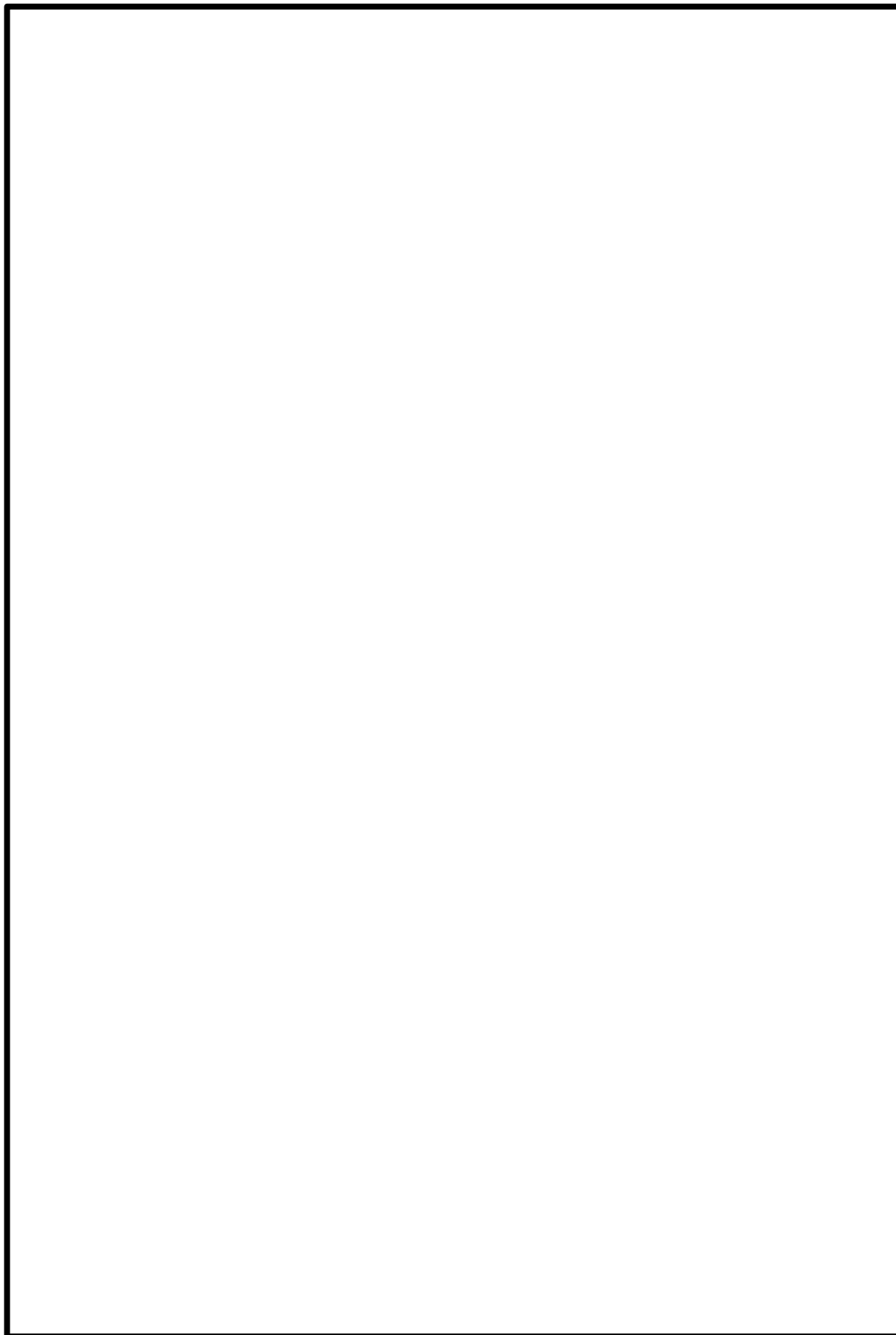
注記\*：切り離し負荷の分類は以下のとおり。

- ①パラメータ確認終了後は使用しないため。
- ②原子炉・タービントリップしているため。
- ③全交流動力電源喪失状態であり、使用を期待しないため。
- ④常用系負荷のため。
- ⑤事象発生 8 時間以降の対策で使用を想定しないため。

## 2. 個数の設定根拠

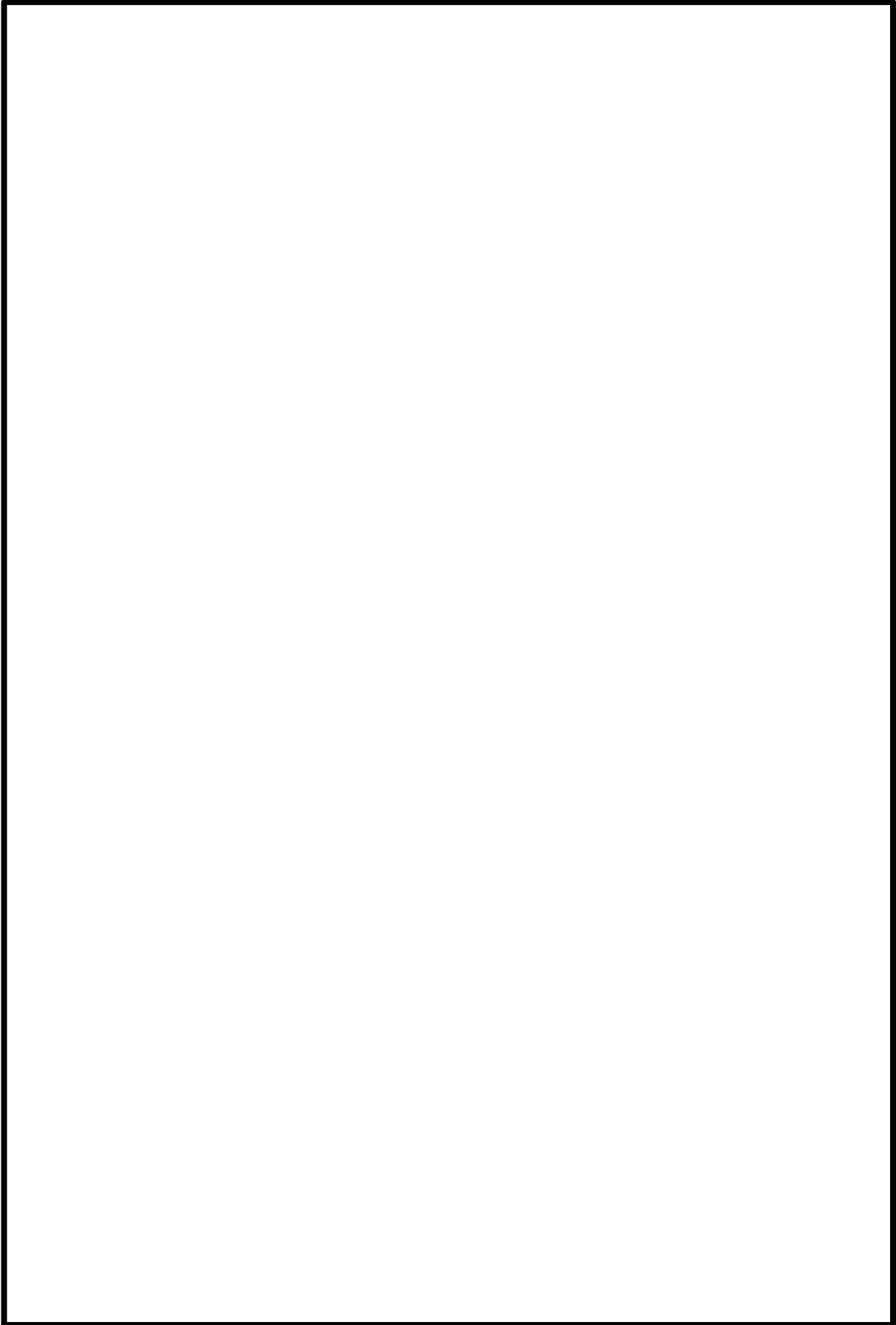
250V 蓄電池は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数として 1 組 (1 組当たり 232 個) 設置する。

125V代替蓄電池及び250V蓄電池 設備仕様書  
関連個所を赤線にて示す



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

125V代替蓄電池及び250V蓄電池 設備仕様書  
関連個所を赤線にて示す



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

同等な性能を有することの説明（準備時間）  
 関連箇所を赤枠にて示す

手順の項目	要員（数）	経過時間												備考	
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	26時間	27時間	28時間					
優先1. ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電 【自動起動の場合】	運転員（中央制御室）A,B			ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電 15分											操作手順
	運転員（現場）C,D			電源確認※1	M/C 2C系及びM/C 2D系受電前準備, 受電操作, 受電確認※2	不要交流負荷切離し※2, ※3									② <sup>a</sup> ⑩ <sup>b</sup> ⑫ <sup>b</sup> ⑬ <sup>a</sup> ⑰ <sup>a</sup>
															不要交流負荷切離し※2, ※4

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3：事象発生から1時間以内に実施  
 ※4：事象発生から27時間以内に実施

第 1.14-7 図 ガスタービン発電機又は電源車によるメタクラ 2C 系及びメタクラ 2D 系受電  
 (ガスタービン発電機使用の場合) タイムチャート (1/2)



手順の項目	要員(数)	経過時間												備考
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	70分	7時間	8時間	9時間	10時間		
常設代替直流電源設備による給電 【125V代替電池から125V直流主母線盤2B-1及び125V直流主母線盤2A-1へ給電する場合】	運転員(現場)B,C 2	8時間負荷切離し												② <sup>a</sup> ③ <sup>a</sup> ④ <sup>a</sup> ⑥ <sup>a</sup> ⑧ <sup>a</sup> ⑨ <sup>a</sup> ⑩ <sup>a</sup> ⑫ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup>
		125V直流主母線盤の給電切替操作 (B系) ※1												
		125V直流主母線盤の給電切替操作 (A系) ※1												
		不要直流負荷切離し ※1, 2												

※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2：8時間以内に切離しを実施

第 1.14-20 図 常設代替直流電源設備 (125V 系統) による給電タイムチャート (1/2)

同等な性能を有することの説明（準備時間）  
関連箇所を赤枠にて示す

第 7.1.3.4-6 図 「全交流動力電源喪失（TBP）」の作業と所要時間

作業項目	必要人員数			作業内容	経過時間(分)																								備考																																																																																																																																																																																
	責任者	作業員	作業員		0	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80	85	90	95	100	105	110	115		120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235	240	245	250	255	260	265	270	275	280	285	290	295	300	305	310	315	320	325	330	335	340	345	350	355	360	365	370	375	380	385	390	395	400	405	410	415	420	425	430	435	440	445	450	455	460	465	470	475	480	485	490	495	500	505	510	515	520	525	530	535	540	545	550	555	560	565	570	575	580	585	590	595	600	605	610	615	620	625	630	635	640	645	650	655	660	665	670	675	680	685	690	695	700	705	710	715	720	725	730	735	740	745	750	755	760	765	770	775	780	785	790	795	800	805	810	815	820	825	830	835	840	845	850	855	860	865	870	875	880	885	890	895	900	905	910	915	920	925	930	935	940	945	950	955	960	965	970	975	980	985	990	995
作業員	1	1	1	作業員	0	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80	85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235	240	245	250	255	260	265	270	275	280	285	290	295	300	305	310	315	320	325	330	335	340	345	350	355	360	365	370	375	380	385	390	395	400	405	410	415	420	425	430	435	440	445	450	455	460	465	470	475	480	485	490	495	500	505	510	515	520	525	530	535	540	545	550	555	560	565	570	575	580	585	590	595	600	605	610	615	620	625	630	635	640	645	650	655	660	665	670	675	680	685	690	695	700	705	710	715	720	725	730	735	740	745	750	755	760	765	770	775	780	785	790	795	800	805	810	815	820	825	830	835	840	845	850	855	860	865	870	875	880	885	890	895	900	905	910	915	920	925	930	935	940	945	950	955	960	965	970	975	980	985	990	995	1000
作業員	1	1	1	作業員	0	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80	85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235	240	245	250	255	260	265	270	275	280	285	290	295	300	305	310	315	320	325	330	335	340	345	350	355	360	365	370	375	380	385	390	395	400	405	410	415	420	425	430	435	440	445	450	455	460	465	470	475	480	485	490	495	500	505	510	515	520	525	530	535	540	545	550	555	560	565	570	575	580	585	590	595	600	605	610	615	620	625	630	635	640	645	650	655	660	665	670	675	680	685	690	695	700	705	710	715	720	725	730	735	740	745	750	755	760	765	770	775	780	785	790	795	800	805	810	815	820	825	830	835	840	845	850	855	860	865	870	875	880	885	890	895	900	905	910	915	920	925	930	935	940	945	950	955	960	965	970	975	980	985	990	995	1000
作業員	1	1	1	作業員	0	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80	85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235	240	245	250	255	260	265	270	275	280	285	290	295	300	305	310	315	320	325	330	335	340	345	350	355	360	365	370	375	380	385	390	395	400	405	410	415	420	425	430	435	440	445	450	455	460	465	470	475	480	485	490	495	500	505	510	515	520	525	530	535	540	545	550	555	560	565	570	575	580	585	590	595	600	605	610	615	620	625	630	635	640	645	650	655	660	665	670	675	680	685	690	695	700	705	710	715	720	725	730	735	740	745	750	755	760	765	770	775	780	785	790	795	800	805	810	815	820	825	830	835	840	845	850	855	860	865	870	875	880	885	890	895	900	905	910	915	920	925	930	935	940	945	950	955	960	965	970	975	980	985	990	995	1000

保安規定第66条

表66-12「電源設備」

66-12-5「可搬型代替直流電源設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

- (2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

添付-3 同等な機能を有する説明

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

66-12-5 可搬型代替直流電源設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
可搬型代替直流電源設備	可搬型代替直流電源設備が動作可能であること

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転 起 高温停止 低温停止 燃料交換	125V代替蓄電池	※1
	125V代替充電器	1個
	電源車	※2
	軽油タンク	※3
	ガスタービン発電設備軽油タンク	※3
	タンクローリ	※3
	250V蓄電池	※1
	250V充電器	1個
	電源車	※2
	軽油タンク	※3
運転 起 高温停止	ガスタービン発電設備軽油タンク	※3
	タンクローリ	※3

※1：「66-12-4 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。

※2：「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。

※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。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1.14）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、可搬型代替直流電源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）第五十七条（1.14）

「電源設備（手順等）」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プールの燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する（手順を定める）こと。

④ 可搬型代替直流電源設備のうち125V代替充電器は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間およ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して適用することから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換」とする。また、可搬型代替直流電源設備のうち250V充電器は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、66-4-2（低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ））の必要な機器に電源を供給するための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」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 充電器は各1個ずつ設置されており、その数を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2）

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(2) 確認事項				
項目⑦		頻度	担当	
1. 125V代替充電器の機能を確認する。		定事検停止時	電気課長	
2. 250V充電器の機能を確認する。		定事検停止時	電気課長	
3. 125V代替充電器の出力電圧を確認する。		1週間に1回	発電課長	
4. 250V充電器の出力電圧を確認する。		1週間に1回	発電課長	
(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 高温停止	A. 125V代替充電器が動作不能の場合	A1. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※4</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間	
	B. 250V充電器が動作不能の場合	B1. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※4</sup> が動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および250V蓄電池が健全であることを確認する。 および B3. 発電課長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間	
<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)</p> <p>項目1, 2が該当。 定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)</p> <p>項目3, 4が該当。 直流電源設備の確認事項は保安規定第62条(直流電源その1)に設定されており、それを準用した対応とする。</p> <p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 充電器が動作不能の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】</p> <p>A1. 充電器が故障した場合、125V充電器を経由し、直流母線に電力を供給することが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であること、及び125V充電器が健全であることを“速やかに”確認する。</p> <p>A2. A1.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。常設代替交流電源設備の準備時間は約15分であり、蓄電池が枯渇する前に給電することが可能である(添付-3)。完了時間は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>A3. 当該充電器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「30日間」とする。</p> <p>B1. 充電器が故障した場合、125V充電器を経由し、直流母線に電力を供給することが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であること、及び125V充電器が健全であることを“速やかに”確認する。</p> <p>B2. B1.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であること、及び250V蓄電池が健全であることを確認する。常設代替交流電源設備の準備時間は約15分であり、蓄電池が枯渇する前に給電することが可能である(添付-3)。完了時間は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>B3. 当該充電器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「30日間」とする。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>				

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
	C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	24時間 36時間		
適用される原子炉の状態	条件⑧ A. 125V代替充電器が動作不能の場合	要求される措置⑨	完了時間	
冷温停止燃料交換	A. 125V代替充電器が動作不能の場合 A1. 発電課長は、125V代替充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し、動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※4</sup> が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを確認する。	【冷温停止及び燃料交換】 A1. 125V代替充電器を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.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。 A3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA2.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。	速やかに 速やかに 速やかに	
<p>※4：残りの非常用ディーゼル発電機および125V充電器をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※5：残りの125V充電器をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>				

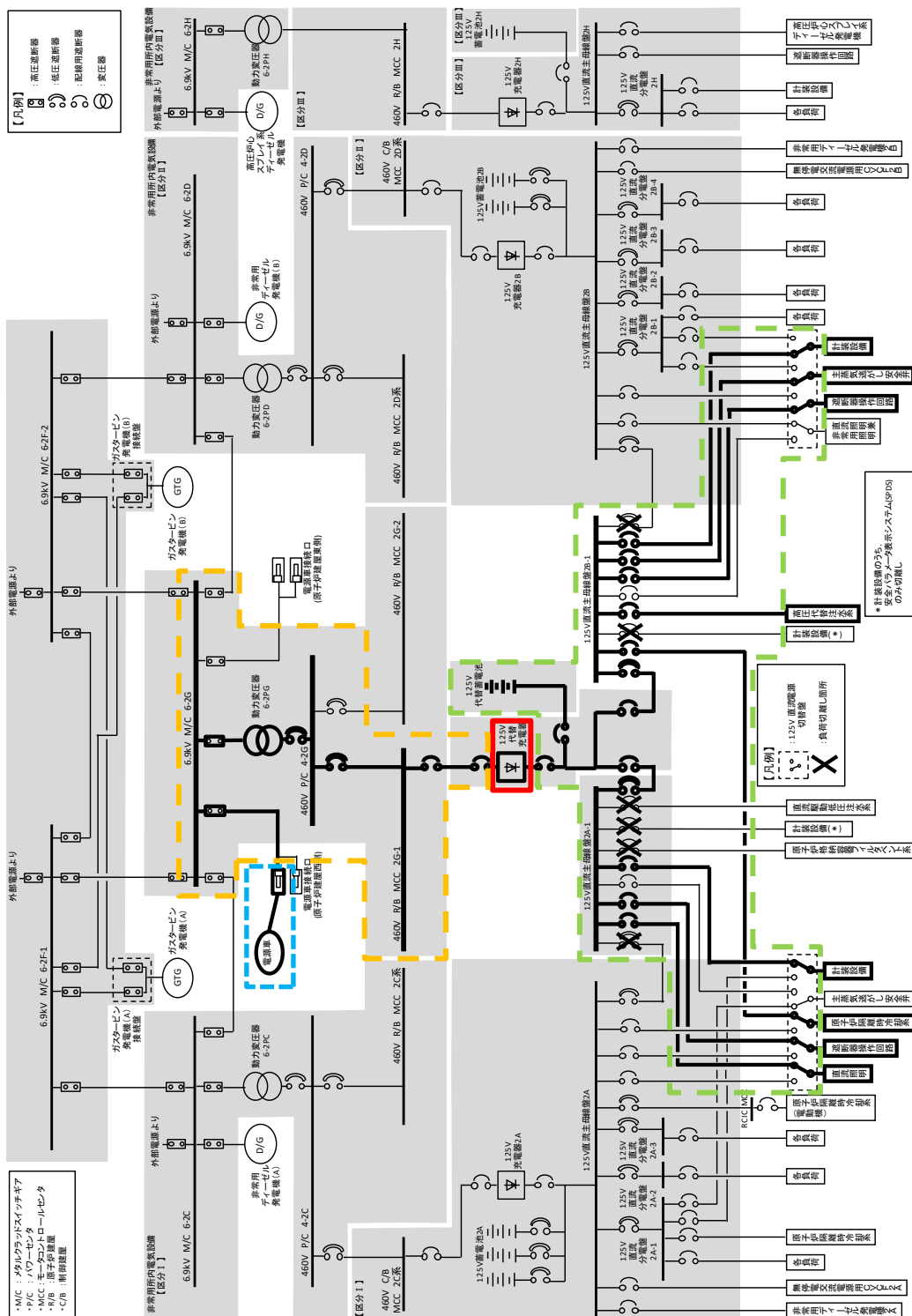


66-12-5の範囲  
赤枠にて示す

66-12-2にて整理

66-12-6にて整理

66-12-4にて整理



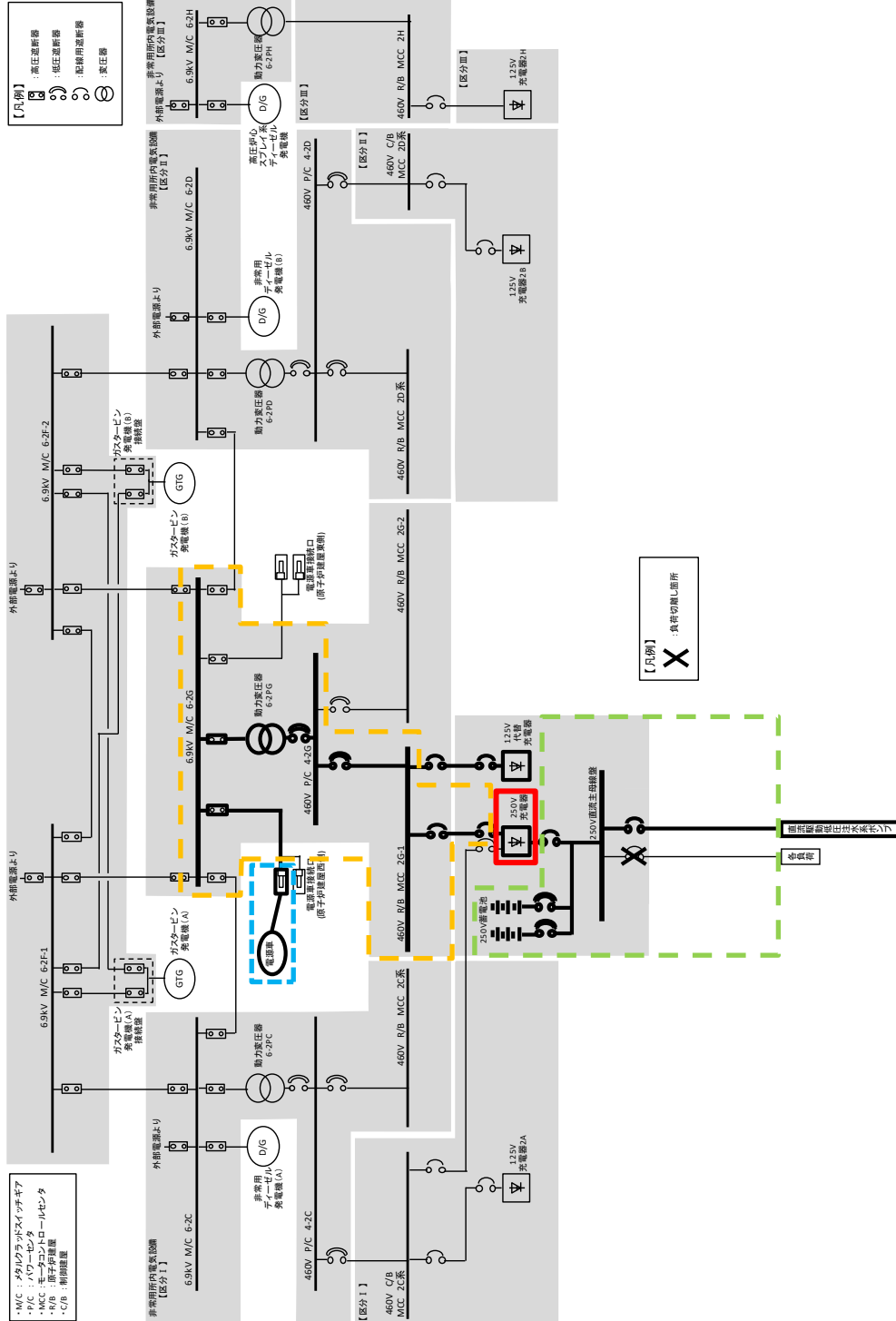
第 10.2-11 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による給電) (電源車から代替所内電気設備を経由して

給電 (125V 系統) )



66-12-5の範囲  
赤枠にて示す

66-12-2にて整理  
66-12-6にて整理  
66-12-4にて整理



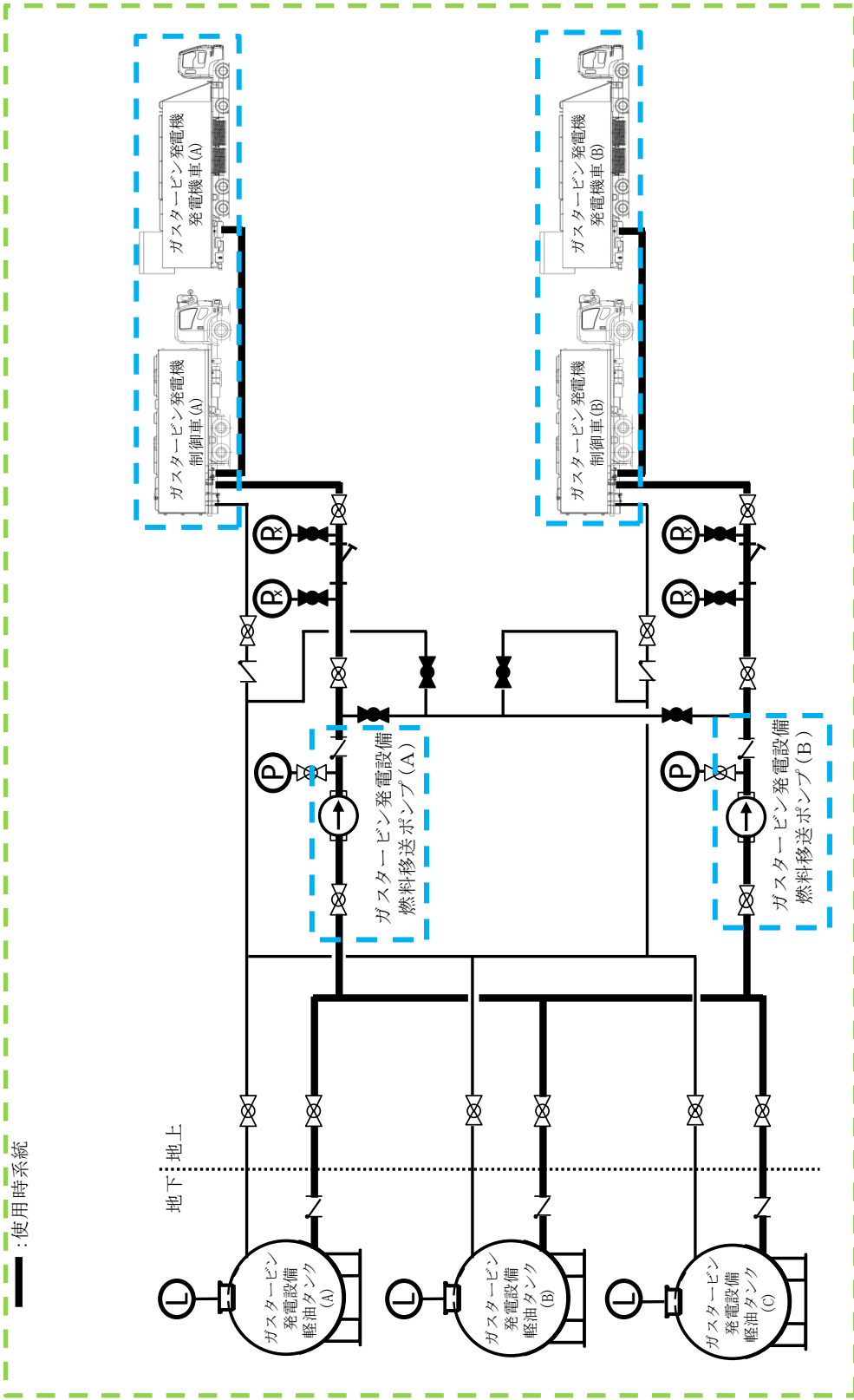
第 10.2-12 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による給電) (電源車から代替所内電気設備を経由して

給電 (250V 系統))

66-12-5 の範囲  
赤枠にて示す

66-12-7 にて整理

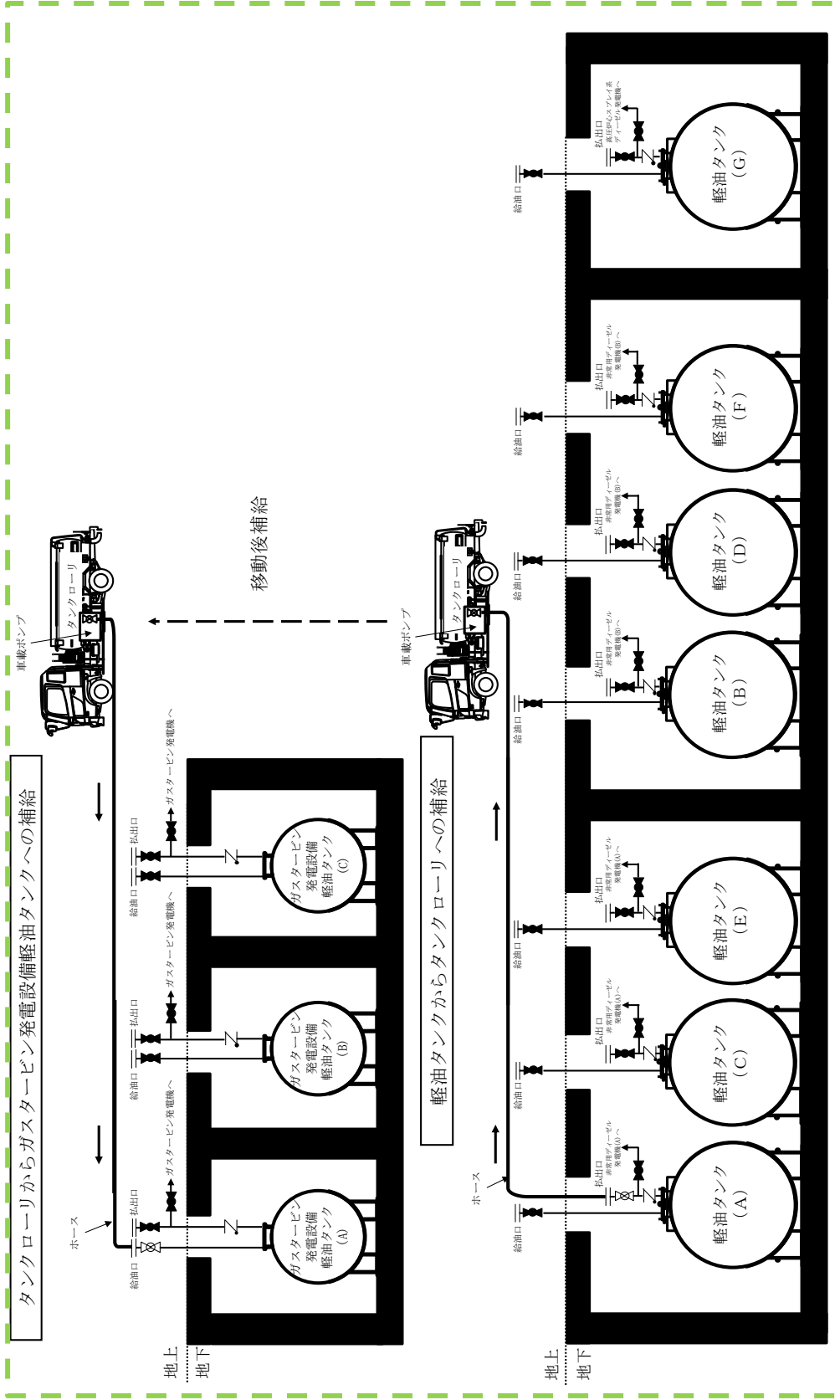
66-12-1 にて整理



第 10.2-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電) (ガスタービン発電機の燃料系統)

66-12-5 の範囲  
赤枠にて示す

66-12-7 にて整理



第 10.2-14 図 代替電源設備系統概要図 (燃料補給設備による給油) (軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給)

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を補給可能な容量を、軽油タンクよりタンクローリを用いて補給する容量を考慮して有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

なお、バックアップ用の1台は、緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）の予備としても使用する。

125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、想定される重大事故等時において、

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず 8 時間、その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替蓄電池は、想定される重大事故等時において、8 時間後に不要な負荷の切離しを行い、24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 蓄電池は、想定される重大事故等時において、1 時間後に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず、24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替充電器は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 充電器は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系及び緊急用低圧母線 2G 系は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

軽油タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は、1 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。

設備仕様  
 関連個所を下線にて示す

d. 125V 代替充電器

個 数	1
直流出力電圧	133.8V
直流出力電流	約 700A

e. 250V 充電器

個 数	1
直流出力電圧	258.7V
直流出力電流	約 400A

f. 軽油タンク

第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様「(1) d. 軽油タンク」に記載する。

g. ガスタービン発電設備軽油タンク

第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様「(1) b. ガスタービン発電設備軽油タンク」に記載する。

h. タンクローリ

第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様「(1) e. タンクローリ」に記載する。

同等な性能を有することの説明（準備時間）  
 関連箇所を赤枠にて示す

手順の項目	要員（数）	経過時間						備考
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	
優先1. ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電 【自動起動の場合】	運転員（中央制御室）A,B			15分				操作手順 ② <sup>a</sup> ⑩ <sup>a</sup> ⑫ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup> ⑰ <sup>a</sup>
	運転員（現場）C,D							

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3：事象発生から1時間以内に実施  
 ※4：事象発生から27時間以内に実施

第 1.14-7 図 ガスタービン発電機又は電源車によるメタクラ 2C 系及びメタクラ 2D 系受電  
 （ガスタービン発電機使用の場合）タイムチャート（1/2）



保安規定第66条

表66-12「電源設備」

66-12-6「代替所内電気設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書(設定根拠)

66-12-6 代替所内電気設備① 第五十七条(1.14)が該当する。

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
代替所内電気設備	代替所内電気設備が使用可能であること※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 冷温停止 燃料交換	ガスタービン発電機接続盤	2個
	緊急用高圧母線2F系	2系列
	緊急用高圧母線2G系	1系列
	緊急用動力変圧器2G系	1個
	緊急用低圧母線2G系	3系列
	緊急用交流電源切替盤2G系	2個
	緊急用交流電源切替盤2C系	1個
	緊急用交流電源切替盤2D系	1個

※1：非常用交流高圧電源母線A系およびB系に給電できることを含む。

※2：非常用交流高圧電源母線A系およびB系が動作不能時は、「第64条 所内電源系統その1」および「第65条 所内電源系統その2」の運転上の制限も確認する。

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 代替所内電気設備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	発電課長

① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(1.14)が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、代替所内電気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)第五十七条(1.14)

「電源設備(手順等)」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する(手順を定める)こと。

④ 代替所内電気設備は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間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して適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」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 代替所内電気設備は必要な負荷に電力を供給するため、ガスタービン発電機接続盤2個、緊急時高圧母線2F系2系列、緊急用高圧母線2G系1系列、緊急用動力変圧器2G系1個、緊急用低圧母線2G系3系列、緊急用交流電源切替盤2G系1個、緊急用交流電源切替盤2C系1個および緊急用交流電源切替盤2D系1個を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2)

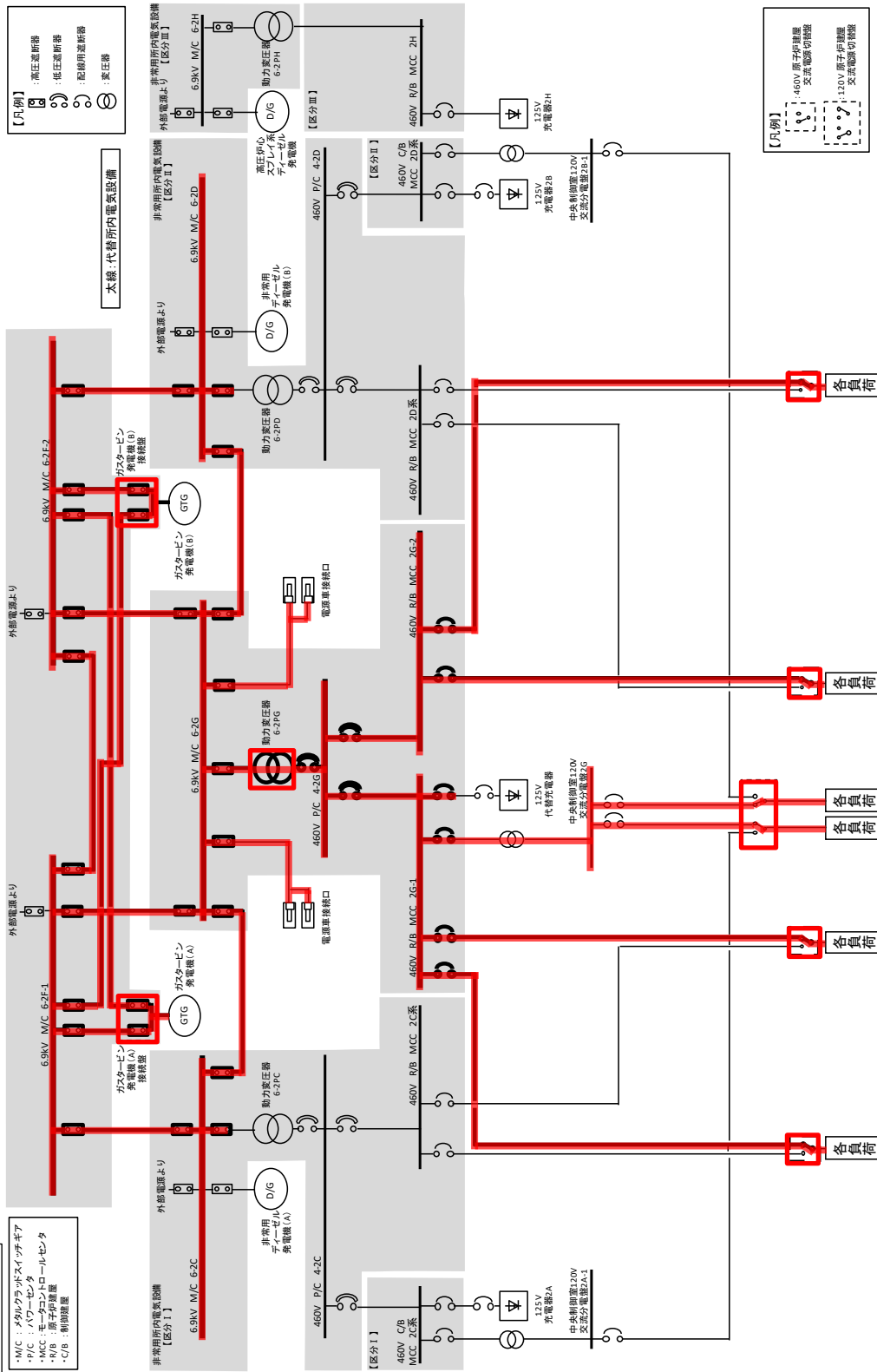
⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)

a. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

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

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 高温停止	A. ガスタービン発電機接続盤が動作不能の場合	A1. 発電課長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 代替所内電気設備は、1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合を条件として設定する。</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))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A1. ガスタービン発電機接続盤は常設代替交流電源設備から受電する場合に使用することから、ガスタービン発電機接続盤が動作不能の場合、“速やかに”常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。</p> <p>B1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用所内電気設備が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>B2. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。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。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A1. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.と同様。</p> <p>B1. 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。</p> <p>B2. 非常用所内電気設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p>
	B. 代替所内電気設備が動作不能の場合	B1. 発電課長は、非常用所内電気設備が動作可能であることを確認する。 B2. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	
	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 発電課長は、高温停止にする。 C2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
冷温停止 燃料交換	A. ガスタービン発電機接続盤が動作不能の場合	A1. 発電課長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに	
	B. 代替所内電気設備が動作不能の場合	B1. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 B2. 発電課長は、非常用所内電気設備が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに	

66-12-6 の範囲  
赤枠・赤線にて示す



【凡例】  
 : 高圧遮断器  
 : 低圧遮断器  
 : 空気遮断器  
 : 主変器

本線・代替所内電気設備

【凡例】  
 : 460V 原子炉用電  
 : 交流電源の機器  
 : 120V 原子炉用電  
 : 交流電源の機器

第 10.2-13 図 代替電源設備系統概要図 (代替所内電気設備による給電)

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を補給可能な容量を、軽油タンクよりタンクローリを用いて補給する容量を考慮して有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

なお、バックアップ用の1台は、緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）の予備としても使用する。

125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、想定される重大事故等時において、

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず 8 時間、その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替蓄電池は、想定される重大事故等時において、8 時間後に不要な負荷の切離しを行い、24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 蓄電池は、想定される重大事故等時において、1 時間後に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず、24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替充電器は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 充電器は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機接続盤，緊急用高圧母線 2F 系，緊急用高圧母線 2G 系，緊急用動力変圧器 2G 系及び緊急用低圧母線 2G 系は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

軽油タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は、1 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。

設備仕様  
 関連個所を下線にて示す

(6) 代替所内電気設備

a. ガスタービン発電機接続盤

個 数	2
定格電圧	7.2kV

b. 緊急用高圧母線

個 数	3
定格電圧	7.2kV

c. 緊急用動力変圧器

個 数	1
容 量	約 750kVA
定格電圧	6.75kV / 460V

d. 緊急用低圧母線

個 数	3
定格電圧	600V

e. 緊急用交流電源切替盤

個 数	3
定格電圧	600V

f. 非常用高圧母線

第 10.1-1 表 メタルクラッド開閉装置（高圧母線）の主要機器仕様に記載する。



設定根拠  
 関連個所を赤線にて示す

## 2.5.16 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用)

名 称		<u>460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用)</u>
容 量	A/個	150(定格電圧600V)
個 数	—	1
<p><b>【設定根拠】</b>            (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) は、以下の機能を有する。</p> <p>460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機をガスタービン発電機接続盤に接続し、メタルクラッドスイッチギア (緊急用) から動力変圧器 (緊急用)、パワーセンタ (緊急用)、モータコントロールセンタ (緊急用) 及び 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) を介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備である電源車を電源車接続口に接続し、メタルクラッドスイッチギア (緊急用) から動力変圧器 (緊急用)、パワーセンタ (緊急用)、モータコントロールセンタ (緊急用) 及び 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) を介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して 460V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) は、下流に設置されている電動弁及び電動機の容量を供給できる設計とする。</p> <p>460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) の容量は、電動弁及び電動機に電力を供給する電磁接触器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、電磁接触器 1 個当たりの最大電流を基に設計する。</p> <p>電磁接触器 1 個当たりの負荷電流が最大となるのは、代替循環冷却ポンプの 140A である。したがって、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) の容量は 140A に対し十分な余裕を有する 150A/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>460V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

O2 ⑥ VI-1-1-4-別添2 R2

## 2.5.17 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用)

名 称		120V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用)	
容 量	A/個	30(定格電圧120V)	
個 数	—	1	
<p><b>【設定根拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) は、以下の機能を有する。</p> <p>120V 原子炉建屋電源切替盤 (緊急用) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機をガスタービン発電機接続盤に接続し、メタルクラッドスイッチギア (緊急用) から動力変圧器 (緊急用)、パワーセンタ (緊急用)、モータコントロールセンタ (緊急用)、中央制御室 120V 交流分電盤 (緊急用) 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) を介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備である電源車を電源車接続口に接続し、メタルクラッドスイッチギア (緊急用) から動力変圧器 (緊急用)、パワーセンタ (緊急用)、モータコントロールセンタ (緊急用)、中央制御室 120V 交流分電盤 (緊急用) 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) を介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>120V 原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用) の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して 120V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>120V 原子炉建屋電源切替盤 (緊急用) は、下流に設置されている低圧負荷の容量を供給できる設計とする。</p> <p>120V 原子炉建屋電源切替盤 (緊急用) の容量は、低圧負荷に電力を供給する電磁接触器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、電磁接触器 1 個当たりの最大電流を基に設計する。</p> <p>電磁接触器 1 個当たりの負荷電流が最大となるのは、フィルタ装置出口水素濃度計の 25A である。</p> <p>したがって、120V 原子炉建屋電源切替盤 (緊急用) の容量は 25A に対し十分な余裕を有する 30A/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>120V 原子炉建屋電源切替盤 (緊急用) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>			

O 2 ⑥ VI-1-1-4-別添 2 R 2

保安規定第66条

表66-12「電源設備」

66-12-7「燃料補給設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付+追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

66-12-7 燃料補給設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
燃料補給設備	(1) 軽油タンクレベルが所要値以上であること※1 (2) ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であること※2 (3) 所要数のタンクローリが動作可能であること※3

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要値・所要数⑥
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベル※4※5	2,770mm
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベル※5	3,140mm
	ガスタービン発電設備軽油タンクレベル※6	2,080mm
	タンクローリ	2台※7

- ※1：非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間は除く。なお、非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系のディーゼル発電機をいう。
- ※2：常設代替交流電源設備が運転中および運転終了後2日間は除く。
- ※3：燃料移送系の必要な弁、配管およびホースを含む。
- ※4：非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルとは、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク6基の各々の軽油タンクレベルをいう。
- ※5：軽油タンクレベルが必要量確保されていない場合は、「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」の運転上の制限も確認する。
- ※6：ガスタービン発電設備軽油タンクレベルとは、ガスタービン発電設備軽油タンク3基の各々の軽油タンクレベルをいう。
- ※7：タンクローリは、第2保管エリア、第3保管エリアに分散配置されていること。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1.14）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベル2,770mm/1基以上、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベル3,140mm以上、ガスタービン発電設備軽油タンクレベル2,080mm/1基以上が使用可能であること及び重大事故等の対処において使用する重大事故等対処設備の運転に必要な燃料を運搬するタンクローリが動作可能であることを運転上の制限とする。ただし、非常用ディーゼル発電機又は常設代替交流電源設備が運転中及び運転終了後2日間は除く。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1.14）  
「電源設備（手順等）」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する（手順を定める）こと。

④ 燃料補給設備は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な重大事故等対処設備に対し燃料供給を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装着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を貯蔵している期間を機能維持期間として適用することから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷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

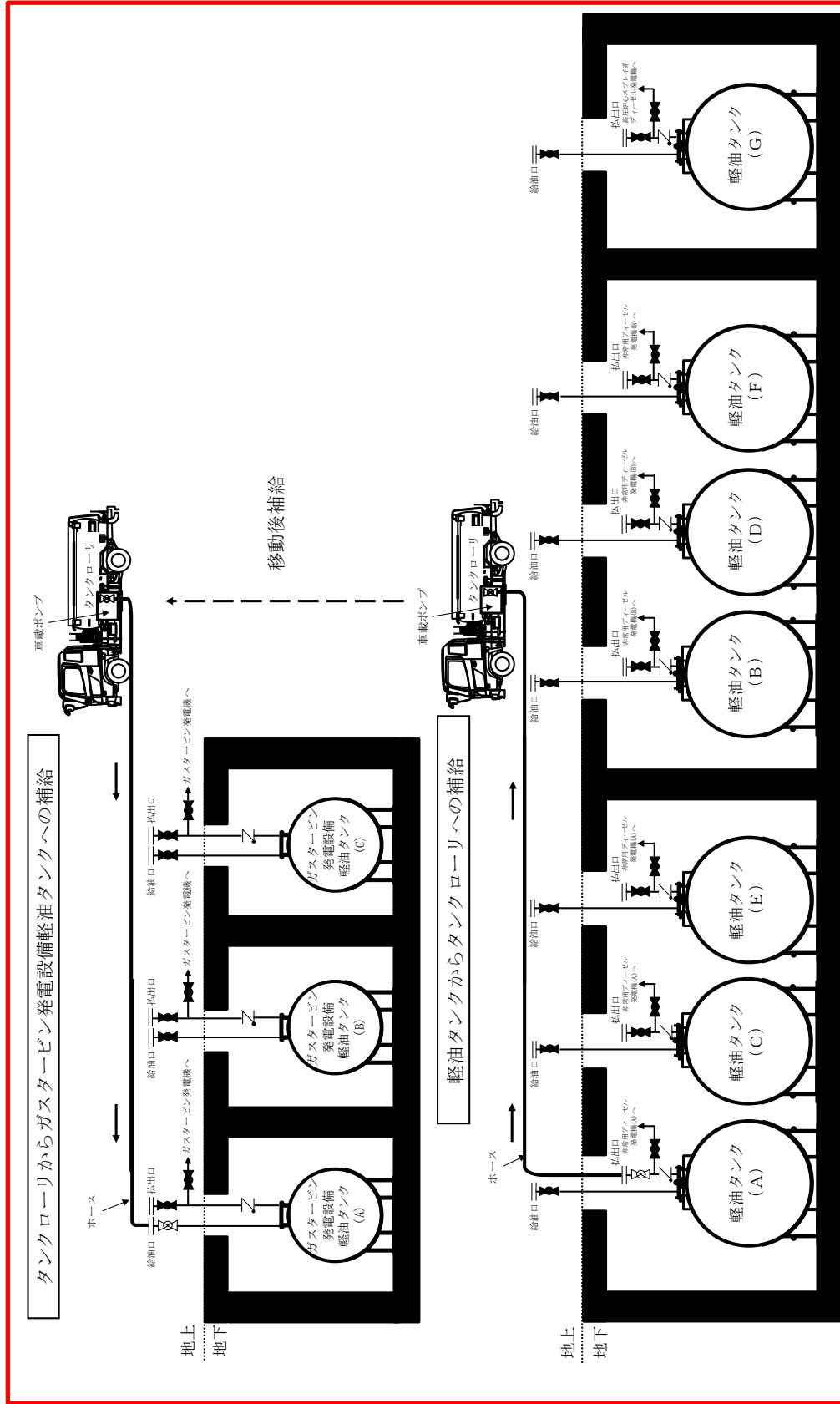
⑥ 非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクは重大事故等時に必要な各機器（ガスタービン発電機、大容量送水ポンプ（タイプI）等）を7日間運転継続するために可能な容量である非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベル2,770mm/1基以上、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベル3,140mm以上を所要値とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは重大事故等時に必要な各機器（ガスタービン発電機、大容量送水ポンプ（タイプI）等）を7日間運転継続するために可能な容量であるガスタービン発電設備軽油タンクレベル2,080mm/1基以上を所要値とする。  
タンクローリは1N要求設備であり、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に燃料を補給できる容量を有するものとして、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）



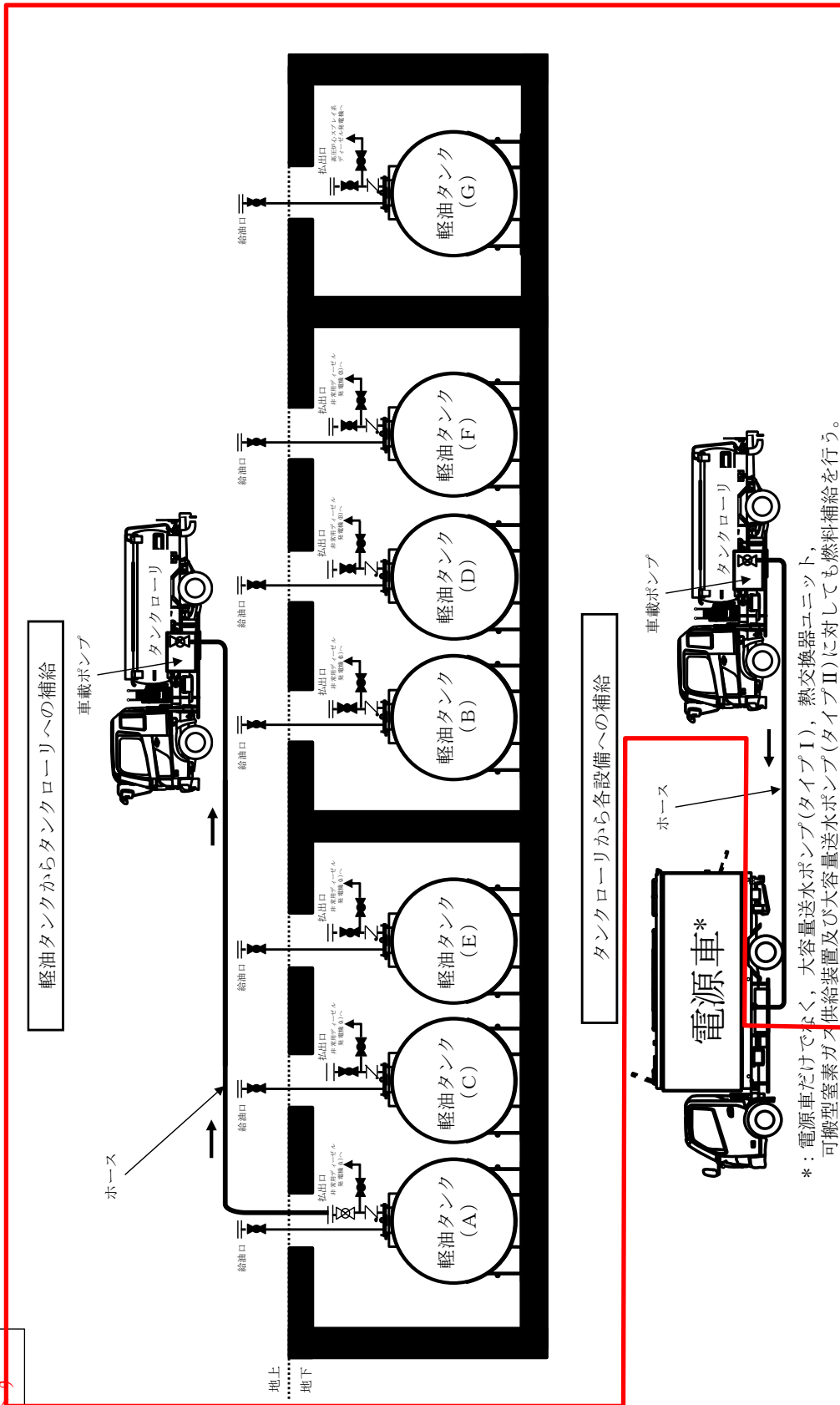
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考																		
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>3. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>4. タンクローリ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>防災課長</td> </tr> </tbody> </table>					項目⑦	頻度	担当	1. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	3. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	4. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長			
項目⑦	頻度	担当																				
1. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																				
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																				
3. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																				
4. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																				
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合</td> <td>A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td>B. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合</td> <td>B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td>C. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合</td> <td>C1. 発電課長は、ガスタービン発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td>D. 動作可能なタンクローリが所要数を満足していない場合</td> <td>D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 防災課長は、代替措置<sup>※8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>※9</sup>。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td>E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E1. 防災課長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備<sup>※10</sup>を動作不能<sup>※11</sup>とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>					条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる	2日間	B. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間	C. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	C1. 発電課長は、ガスタービン発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間	D. 動作可能なタンクローリが所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 防災課長は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※9</sup> 。	2日間	E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 防災課長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※10</sup> を動作不能 <sup>※11</sup> とみなす。	速やかに
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間																				
A. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる	2日間																				
B. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間																				
C. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	C1. 発電課長は、ガスタービン発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間																				
D. 動作可能なタンクローリが所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 防災課長は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※9</sup> 。	2日間																				
E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 防災課長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※10</sup> を動作不能 <sup>※11</sup> とみなす。	速やかに																				
<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)  a. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)  項目1, 2, 3, 4が該当。  「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に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>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。  非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベル、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベル及びガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合及び動作可能なタンクローリが所要数を満足しなく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))  A1., B1., C1. 当該設備を使用可能な状態に復旧する。完了時間は保安規定第61条(非常用ディーゼル発電機燃料油等)においてタンクレベル等が制限値を満足していない場合の要求される措置の完了時間「2日間」の設定を準用し、「2日間」とする。  D1. A1.と同様。  D2. 当該設備の機能を補完する代替措置(タンクローリ, ドラム缶・トラック・要員の確保等)を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は上記のA1.と同様「2日間」とする。  E1., E2. 保安規定第61条(非常用ディーゼル発電機燃料油等)の完了時間内に達成できない場合の要求される措置の完了時間“速やかに”の設定を準用し, 燃料補給を要する重大事故等対処設備を“速やかに”動作不能とみなし, 当該設備に適用される運転上の制限を満足しない場合の措置を実施する。</p>																						
<p>※8：代替品の補充等をいう。  ※9：2日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、2日間を超えたとしても条件Eには移行しない。  ※10：燃料補給を要する重大事故等対処設備とは、以下をいう。  電源車、大容量送水ポンプ(タイプI)、熱交換器ユニット、可搬型窒素ガス供給装置および大容量送水ポンプ(タイプII)、ガスタービン発電機  ※11：燃料補給を要する重大事故等対処設備の運転上の制限は個別に適用される。</p>																						

66-12-7の範囲  
赤枠にて示す



第 10.2-14 図 代替電源設備系統概要図 (燃料補給設備による給油) (軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給)

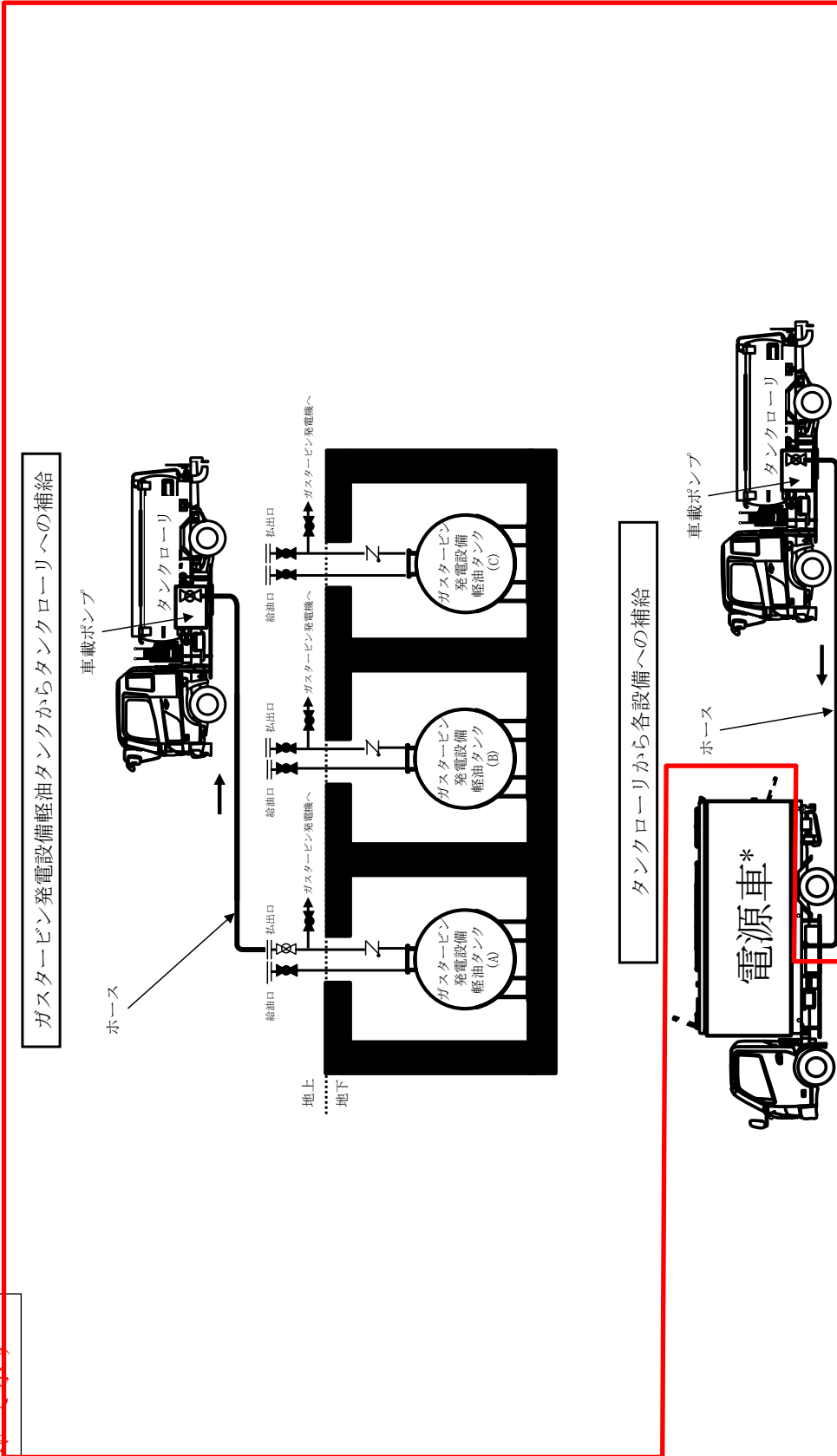
66-12-7の範囲  
赤枠にて示す



第 10.2-15 図 代替電源設備系統概要図 (燃料補給設備による給油) (軽油タンクから各設備への補給)



66-12-7の範囲  
赤枠にて示す



\*: 電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプI)、熱交換器ユニット、可搬型窒素ガス供給装置及び大容量送水ポンプ(タイプII)に対しても燃料補給を行う。

第 10.2-16 図 代替電源設備系統概要図 (燃料補給設備による給油) (ガスタービン発電設備軽油タンクから各設備への補給)

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を補給可能な容量を、軽油タンクよりタンクローリを用いて補給する容量を考慮して有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

なお、バックアップ用の1台は、緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）の予備としても使用する。

125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、想定される重大事故等時において、

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

1 時間以内に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず 8 時間，その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替蓄電池は，想定される重大事故等時において，8 時間後に不要な負荷の切離しを行い，24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 蓄電池は，想定される重大事故等時において，1 時間後に中央制御室において行う簡易な操作での切離し以外の負荷の切離しを行わず，24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

125V 代替充電器は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

250V 充電器は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

ガスタービン発電機接続盤，緊急用高圧母線 2F 系，緊急用高圧母線 2G 系，緊急用動力変圧器 2G 系及び緊急用低圧母線 2G 系は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

軽油タンクは，設計基準事故対処設備と兼用しており，設計基準事故対処設備としての容量が，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が，事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

タンクローリは，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に，燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は，1 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。

設備仕様  
関連個所を下線にて示す

(3) 軽油タンク

種 類	横置円筒形
基 数	6 (1系列につき3基)
	1 (1系列につき1基)
容 量	約110kL (1基当たり)
	約170kL
使用燃料	軽油

設備仕様 関連個所を下線にて示す
---------------------

第 10.2-1 表 代替電源設備の主要機器仕様

## (1) 常設代替交流電源設備

## a. ガスタービン発電機

ガスタービン

台 数	2
使用燃料	軽油
出 力	約 3,600kW (1 台当たり)

発電機

台 数	2
種 類	三相同期発電機
容 量	約 4,500kVA (1 台当たり)
力 率	0.80 (遅れ)
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz

## b. ガスタービン発電設備軽油タンク

基 数	3
容 量	約 110kL (1 基当たり)

## c. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

台 数	2
容 量	約 3.0m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
全 圧 力	約 0.5MPa [gage]

設備仕様  
 関連個所を下線にて示す

d. 軽油タンク

第 10.1-5 表 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の主要機器仕様に記載する。

e. タンクローリ

台 数	2（予備 1）
容 量	約 4.0kL（1 台当たり）

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 電源車

エンジン

台 数 4（予備 1<sup>※1</sup>）

使用燃料 軽油

発電機

台 数 4（予備 1<sup>※1</sup>）

種 類 三相同期発電機

容 量 約 400kVA（1 台当たり）

力 率 0.85（遅れ）

電 圧 6.9kV

周 波 数 50Hz

※1：可搬型代替交流電源設備の電源車，可搬型代替直流電源設備の電源車又は緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車（緊急時対策所用）として使用する。

設定根拠  
 関連個所を赤線にて示す

名 称	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク*	
容 量	m <sup>3</sup> /個	□以上(110)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	6

注記\*：非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備，可搬型窒素ガス供給装置発電設備），補機駆動用燃料設備のうち燃料設備と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・設計基準対象施設

非常用ディーゼル発電設備軽油タンクは，設計基準事故時に非常用ディーゼル発電機へ燃料を供給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，その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する非常用ディーゼル発電設備軽油タンクは，以下の機能を有する。

非常用ディーゼル発電設備軽油タンクは，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給する非常用ディーゼル発電機，ガスタービン発電機，電源車及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は，非常用ディーゼル発電機へ非常用ディーゼル発電設備軽油タンクから燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。

また，非常用ディーゼル発電設備軽油タンクは，タンクローリを用いてガスタービン発電設備軽油タンク，電源車(燃料タンク)及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備(燃料タンク)へ燃料を補給し，ガスタービン発電機，電源車及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備が連続運転できる設計とする。

重大事故等時に，その他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する非常用ディーゼル発電設備軽油タンクは，以下の機能を有する。

非常用ディーゼル発電設備軽油タンクは，重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は，非常用ディーゼル発電設備軽油タンクからタンクローリを用いて大容量送水ポンプ(タイプⅠ)(燃料タンク)，大容量送水ポンプ(タイプⅡ)(燃料タンク)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(燃料タンク)へ燃料を補給し，各機器が運転できる設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

R1  
VI-1-1-4-8-1-1-1-7  
⑥  
O2



O 2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-1-1-7 R 1

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する非常用ディーゼル発電設備軽油タンクの容量は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク 6 個で非常用ディーゼル機関 2 個を、定格出力で 7 日間連続運転が可能な容量とする。

上記の条件を満足する非常用ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は、下記のように求める。

$$V = \frac{N \cdot C \cdot H}{1000} \cdot \frac{n_1}{n_2} = \frac{6100 \times \square \times 7 \times 24}{1000} \times \frac{2}{6} \square \text{ m}^3$$

- V : 非常用ディーゼル発電設備軽油タンク容量 (m<sup>3</sup>)
- N : 非常用ディーゼル発電機定格出力 (kW) = 6100
- C : 燃料消費率 (ℓ/kW・h)  
 メーカー実績の燃料消費率  $\square$  (kg/kW・h),  
 燃料の密度  $\square$  (g/cm<sup>3</sup>), マージン  $\square$  % を考慮し  
 C =  $\square$  とする
- H : 連続運転時間 (h) = 7 × 24
- n<sub>1</sub> : 非常用ディーゼル機関個数 = 2
- n<sub>2</sub> : 非常用ディーゼル発電設備軽油タンク個数 = 6

以上より、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は、 $\square$  m<sup>3</sup> を上回る容量として  $\square$  m<sup>3</sup>/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用する非常用ディーゼル発電設備軽油タンクの容量は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量と合わせ、必要な各機器を 7 日間連続可能な必要容量を基に設定する。

重大事故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)において想定した事故シナリオにおいて、同時にその機能を要求される燃料補給を必要とする機器及び燃料消費量を表 1-1 に示す。

表 1-1 より、使用する設備に対して、燃料を補給した場合の 7 日間の運転継続に必要な燃料は約 234m<sup>3</sup> となる。ここで、設計基準対象施設の非常用ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は  $\square$  m<sup>3</sup>/個 × 6 個、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は  $\square$  m<sup>3</sup>/個であることから、重大事故等対処設備の必要容量である約 234m<sup>3</sup> を上回る。

以上より、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $\square$  m<sup>3</sup>/個とする。

公称値については、要求される  $\square$  m<sup>3</sup>/個を上回るものとし、110m<sup>3</sup>/個とする。

表 1-1 使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数	②燃料消費率 (m <sup>3</sup> /h)	①×②燃料消費量 (m <sup>3</sup> /7 日間)
ガスタービン発電機	2	$\square$	約 160*
大容量送水ポンプ(タイプ I)	2	0.188	約 64
原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット	1	0.056	約 10
計			約 234

注記\* : ガスタービン発電機の燃料消費量は約  $\square$  m<sup>3</sup> であるが、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクからタンクローリによるガスタービン発電設備軽油タンクへの燃料補給量である約 160m<sup>3</sup> を記載。

設定根拠  
 関連個所を赤線にて示す

名 称	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク*	
容 量	m <sup>3</sup> /個	<input type="text"/> 以上(170)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	1
注記*：非常用電源設備の非常用発電装置（ガスタービン発電設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備，可搬型窒素ガス供給装置発電設備），補機駆動用燃料設備のうち燃料設備と兼用。		
<p><b>【設定根拠】</b>                  (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設                      高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクは，設計基準事故時に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機へ燃料を供給するために設置する。</li> <li>重大事故等対処設備                      重大事故等時に，その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクは，以下の機能を有する。                       高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクは，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，ガスタービン発電機，電源車及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。                      システム構成は，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機へ高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクから燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。                      また，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクは，タンクローリを用いてガスタービン発電設備軽油タンク，電源車(燃料タンク)及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備(燃料タンク)へ燃料を補給し，ガスタービン発電機，電源車及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備が連続運転できる設計とする。                       重大事故等時に，その他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクは，以下の機能を有する。                       高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクは，重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。                      システム構成は，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクからタンクローリを用いて大容量送水ポンプ(タイプⅠ)(燃料タンク)，大容量送水ポンプ(タイプⅡ)(燃料タンク)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(燃料タンク)へ燃料を補給し，各機器が運転できる設計とする。</li> </ul>		
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。		

O2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-1-2-7 R1

O2 © VI-1-1-4-8-1-1-2-7 R1

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクの容量は、軽油タンク1個で高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関1個を、定格出力で7日間連続運転が可能な容量とする。

上記の条件を満足する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は、下記のように求める。

$$V = \frac{N \cdot C \cdot H}{1000} = \frac{3000 \times \square \times 7 \times 24}{1000} = \square \text{ m}^3$$

- V : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク容量(m<sup>3</sup>)
- N : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機定格出力(kW) = 3000
- C : 燃料消費率(ℓ/kW・h)  
 メーカー実績の燃料消費率(ℓ/kW・h)、燃料の密度(ℓ/cm<sup>3</sup>)、マージン(%)を考慮し、C =  $\square$  (ℓ/kW・h)とする
- H : 連続運転時間(h) = 7×24

以上より、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は、 $\square$  m<sup>3</sup>を上回る容量として  $\square$  m<sup>3</sup>/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクの容量は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量と合わせ、必要な各機器を7日間運転継続可能な必要容量を基に設定する。

重大事故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)において想定した事故シーケンスにおいて、同時にその機能を要求される燃料補給を必要とする機器及び燃料消費量を表1-1に示す。

表1-1より、使用する設備に対して、燃料を補給した場合の7日間の運転継続に必要な燃料は約234m<sup>3</sup>となる。ここで、設計基準対象施設の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は  $\square$  m<sup>3</sup>/個、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は  $\square$  m<sup>3</sup>/個×6個であることから、重大事故等対処設備の必要容量である約234m<sup>3</sup>を上回る。

以上より、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクの必要容量は、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $\square$  m<sup>3</sup>/個とする。

公称値については、要求される  $\square$  m<sup>3</sup>/個を上回るものとし、170m<sup>3</sup>/個とする。

表 1-1 使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数	②燃料消費率 (m <sup>3</sup> /h)	①×②燃料消費量 (m <sup>3</sup> /7日間)
ガスタービン発電機	2	$\square$	約160*
大容量送水ポンプ(タイプI)	2	0.188	約64
原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット	1	0.056	約10
計			約234

注記\* : ガスタービン発電機の燃料消費量は約  $\square$  m<sup>3</sup>であるが、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクからタンクローリによるガスタービン発電設備軽油タンクへの燃料補給量である約160m<sup>3</sup>を記載。



設定根拠  
 関連個所を赤線にて示す

O2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-1-3-3 R1

名 称	<u>ガスタービン発電設備軽油タンク*</u>	
容 量	m <sup>3</sup> /個	<input type="text" value=""/> 以上(110)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	50
個 数	—	3
* : 非常用電源設備の非常用発電装置 (可搬型代替交流電源設備, 可搬型代替直流電源設備, 可搬型窒素ガス供給装置発電設備), 補機駆動用燃料設備のうち燃料設備と兼用。		

**【設定根拠】**

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するガスタービン発電設備軽油タンクは、以下の機能を有する。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備に電力を供給するガスタービン発電機、電源車及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、ガスタービン機関へガスタービン発電設備軽油タンクからガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。

また、タンクローリを用いて電源車(燃料タンク)及び可搬型窒素ガス供給装置(燃料タンク)へ燃料を補給し、電源車及び可搬型窒素ガス供給装置発電設備を連続運転するとき使用する燃料を貯蔵できる設計とする。

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するガスタービン発電設備軽油タンクは、以下の機能を有する。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、タンクローリを用いて大容量送水ポンプ(タイプI)(燃料タンク)、大容量送水ポンプ(タイプII)(燃料タンク)、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(燃料タンク)へ燃料を補給し、各機器が運転するとき使用する燃料を貯蔵できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用するガスタービン発電設備軽油タンクの容量は、ガスタービン発電設備軽油タンク3個でガスタービン機関2個を、定格出力で7日間連続運転が可能な容量とする。

なお、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給する容量を考慮する。

上記の条件を満足するガスタービン発電設備軽油タンクの必要容量は、下記のように求める。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-1-3-3 R1E

$$V = V_1 - V_2 = \boxed{\phantom{000}} - 53.34 = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^3$$

$$V_1 = C \cdot H \cdot \frac{n_1}{n_2} = \boxed{\phantom{000}} \times 7 \times 24 \times \frac{2}{3} = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^3$$

$$V_2 = 160 \div n_2 = 160 \div 3 \approx 53.34 \text{ m}^3$$

V : ガスタービン発電設備軽油タンク容量(m<sup>3</sup>)

V<sub>1</sub> : ガスタービン発電機の燃料消費容量(m<sup>3</sup>)

V<sub>2</sub> : 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクからの燃料補給容量(m<sup>3</sup>)

非常用ディーゼル発電設備軽油タンクからの補給は、事象発生 10 時間に 1 回の補給を開始し、その後 4 時間に 1 回 4m<sup>3</sup>を補給し、7 日間 (168h) で合計 160m<sup>3</sup>を軽油タンク 3 個に補給するものとする。

C : 燃料消費率(m<sup>3</sup>/h) =  $\boxed{\phantom{000}}$

H : 連続運転時間(h) = 7×24

n<sub>1</sub> : ガスタービン機関個数 = 2

n<sub>2</sub> : ガスタービン発電設備軽油タンク個数 = 3

以上より、ガスタービン発電設備軽油タンクの必要容量は、 $\boxed{\phantom{000}}$  m<sup>3</sup>を上回る容量として  $\boxed{\phantom{000}}$  m<sup>3</sup>/個以上とする。

公称値については、 $\boxed{\phantom{000}}$  m<sup>3</sup>/個を上回るものとし、110m<sup>3</sup>/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用するガスタービン発電設備軽油タンクの圧力は、軽油タンクが大気開放であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用するガスタービン発電設備軽油タンクの温度は、屋外で使用する設備であることから、外気の温度を上回る 50℃とする。

4. 個数の設定根拠

ガスタービン発電設備軽油タンクは、重大事故等対処設備としてガスタービン機関 2 個が定格出力で 7 日間連続運転可能な燃料 (非常用ディーゼル発電設備軽油タンク及び高压炉心スプレィ系ディーゼル発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給する燃料を含む) を貯蔵するために必要な個数として 3 個設置する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定第66条

表66-13「計装設備」

66-13-1「主要パラメータおよび代替パラメータ」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付十(所要数, 必要容量)

添付-3 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付八

(代替パラメータによる主要パラメータの推定)

表66-1-3 計装設備

66-1-3-1 主要パラメータおよび代替パラメータ①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
主要パラメータ	主要パラメータを計測する計器が1チャンネル以上動作可能であること※1※3
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3

※1：プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合ならびに計器ベント等の計器隔離時は，運転上の制限を満足してはみさない。

※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。

なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足してはみさない。

※3：主要パラメータおよび代替パラメータに記載する[ ]は，有効監視パラメータまたは重要監視パラメータの常用計器（耐震性または耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。運転上の制限は適用しないが，要求される措置で代替パラメータとして確認することができる。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1. 15）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，主要パラメータについては計測する計器1チャンネル以上が動作可能であること，代替パラメータについては主要パラメータの推定が可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1），添付-2）

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1. 15）

「計装設備（事故時の計装に関する手順等）」として，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける（手順等を定める）こと。

なお，プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器隔離時は，運転上の制限を満足してはみさないこととする。

また，代替パラメータについて，推定方法が複数ある場合には，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足してはみさないこととする。



保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
1. 原子炉圧力容器内の温度				
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	推定方法	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉圧力容器内の温度】 炉心の冷却状況を把握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して適用することから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、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。</p>
	要素	要素	要素	
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※4	原子炉圧力容器温度	① 主要パラメータの他の検出器 ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA広帯域) ② 原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定すること で、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③ 残留熱除去系系熱交換器入口温度	
<p>※4：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>				

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考	
2. 原子炉圧力容器内の圧力	適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉圧力容器内の圧力】 注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を確認するために必要な設備であり、原子炉圧力容器が開放されるまでの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、高温停止及び冷温停止」とする。</p>	
	運転 起 高温停止 冷温停止	原子炉圧力	①主要パラメータの他 チャンネル  ②原子炉圧力(SA)  ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度		原子炉圧力の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。  原子炉圧力(SA)により推定する。  原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定すること で、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
		原子炉圧力(SA)	③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定すること で、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。

3. 原子炉圧力容器内の水位			
適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	
運転 起 高温停止 低温停止 燃料交換※5	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ③高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ③直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 原子炉水位 (SA広帯域) により推定する。 機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
	④各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【原子炉圧力容器内の水位】 炉心の冷却状況を把握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、かつプールの水位が開の場合、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、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、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)」とする。		

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【原子炉圧力容器内の水位】  
炉心の冷却状況を把握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、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。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	推定方法
	要素	要素	
運転 起 高温停止 冷温停止 燃料交換※ <sup>5</sup>	原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位(燃料域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② 原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域)により推定する。
	③ 高圧代替注水系ポンプ出口流量		
	③ 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)		
	③ 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器 冷却ライン洗浄流量)		
	③ 直流駆動低圧注水系ポンプ出 口流量		機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。
	③ 代替循環冷却ポンプ出口流量		
	③ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量		
	③ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量		
	③ 残留熱除去系ポンプ出口流量 ③ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量		
	④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ 圧力抑制室圧力	原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【原子炉圧力容器内の水位】  
炉心の冷却状況を把握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、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) または (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)」とする。

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換※ <sup>5</sup>	原子炉水位 (S A広帯域)	①原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (広帯域) により推定する。	
		②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量) ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口 流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	機器動作状態にあ る注水流量と崩壊 熱除去に必要な注 水流量により推定 する。	
		③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (S A) ③圧力抑制室圧力	原子炉圧力、原子炉 圧力 (S A) と圧力 抑制室圧力の差圧 から原子炉圧力容 器の満水を推定す る。	

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【原子炉圧力容器内の水位】  
炉心の冷却状況を把握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。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運転 起 高温停止 冷温停止 燃料交換※5	原子炉水位(SA燃料域)	①原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(燃料域)により推定する。
		②高圧代替注水系ポンプ出口流量	
		②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)	
		②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	
		②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	機器動作状態にある注水量と崩壊熱除去に必要な注水量により推定する。
		②代替循環冷却ポンプ出口流量	
		②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	
		②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	
		②残留熱除去系ポンプ出口流量	
		②低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	
	③原子炉圧力	原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	
	③原子炉圧力(SA)		
	③圧力抑制室圧力		

※5：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開の場合



保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
4. 原子炉圧力容器への注水量	適用される原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉圧力容器への注水量】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。</p> <p>高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量については、高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系の適用期間と同様に、「運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上)」とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量については、高圧炉心スプレイ系の適用期間と同様に、「運転、起動及び高温停止」とする。</p>	
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。  原子炉水位の変化量により注水量を推定する。		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。  原子炉水位の変化量により注水量を推定する。		
運転 起動 <sup>※6</sup> 高温停止 <sup>※6</sup>	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。		

※6：高圧代替注水系ポンプ出口流量および原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量については、原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に適用する。



適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	代替循環冷却ポンプ 出口流量	①圧力抑制室水位	水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。
		②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	直流駆動低圧注水系 ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	原子炉水位の変化量により注水量を推定する。

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【原子炉压力容器への注水量】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。

代替循環冷却ポンプ出口流量については、代替循環冷却系の適用期間と同様に、「運転、起動、高温停止及び冷温停止」とする。

直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量については、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)の適用期間と同様に、「運転、起動及び高温停止」とする。

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【原子炉压力容器への注水量】  
各設備が機能していることを確認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、かつプールの状態が燃料交換は、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、かつプールの状態が閉の場合は、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、かつプールの状態が閉の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの状態が閉の場合)」とする。

適用される原子炉の状態④	保安規定 第66条 条文		記載の説明
	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※7</sup>	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 原子炉水位の変化量により注水量を推定する。

※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。  
(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの状態が閉の場合  
(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの状態が閉の場合

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
5. 原子炉格納容器への注水量	適用される原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器への注水量】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び原子炉格納容器下部注水系と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。</p>
	運転 起 転 動 高温停止	残留熱除去系洗浄 ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)  残留熱除去系洗浄 ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①復水貯蔵タンク水位  ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位  ③ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力  ①復水貯蔵タンク水位  ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位  ③ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【原子炉格納容器への注水量】  
各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。  
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び原子炉格納容器下部注水系と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 起 高 温 停 止	原子炉格納容器代 替スプレイ流量	①原子炉格納容器下部水 位 ①ドライウエル水位	原子炉格納容器下部水 位, ドライウエル水位の 変化量により注水量を推 定する。
		②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	ドライウエル温度, ドラ イウエル圧力, 圧力抑制 室圧力が低下傾向にある ことにより注水機能が確 保されていることを推定 する。
	代替循環冷却ポン プ出口流量	①原子炉格納容器下部水 位 ①ドライウエル水位	原子炉格納容器下部水 位, ドライウエル水位の 変化量により注水量を推 定する。
		②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	ドライウエル温度, ドラ イウエル圧力, 圧力抑制 室圧力が低下傾向にある ことにより注水機能が確 保されていることを推定 する。
原子炉格納容器下 部注水流量	①復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タン ク水位の変化量により注 水量を推定する。なお, 復 水貯蔵タンクの補給状況 も考慮した上で注水量を 推定する。	
	②原子炉格納容器下部水 位 ②ドライウエル水位	原子炉格納容器下部水 位, ドライウエル水位の 変化量により注水量を推 定する。	

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
6. 原子炉格納容器内の温度 適用される 原子炉の状態④  運 転 起 動 高 温 停 止	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	推定方法	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))  <b>【原子炉格納容器内の温度】</b> 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握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。
	ドライウエル 温度	①主要パラメータの他の検出器  ②ドライウエル圧力  ③圧力抑制室圧力	ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。  飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。  飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力によりドライウエル温度を推定する。  圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。  サプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。  飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。	
	圧力抑制室内空気 温度	①主要パラメータの他の検出器  ②サプレッションプール水温度  ③圧力抑制室圧力	サプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。  飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。	
	サプレッションプ ール水温度	①主要パラメータの他の検出器  ②圧力抑制室内空気温 度	サプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。  圧力抑制室内空気温度によりサプレッションプール水温度を推定する。	
	原子炉格納容器下 部温度	①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉格納容器下部温度の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。	

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
7. 原子炉格納容器内の圧力 適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器内の圧力】 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握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。</p>	
	要素	要素		
	①圧力抑制室圧力	圧力抑制室圧力により推定する。		
	②ドライウエル温度	飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。		
運転 起動 高温停止	ドライウエル圧力	③ [ドライウエル圧力]	監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により、ドライウエル圧力を推定する。	
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力	ドライウエル圧力により推定する。	
		②圧力抑制室内空気温度	③ [圧力抑制室圧力]	飽和温度／圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

**【原子炉格納容器内の水位】**  
 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握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。

8. 原子炉格納容器内の水位		代替パラメータ	
適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	圧力抑制室水位	① 主要パラメータの他のチャンネル	圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量) ② 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ② 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ② 高圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量 ② 原子炉格納容器代替スプレイン流量 ② 原子炉格納容器下部注水流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量, 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量), 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量, 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量, 原子炉格納容器代替スプレイン流量および原子炉格納容器下部注水流量により、外部水源を使用した注水量の積算により圧力抑制室水位を推定する。
		③ 復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により、圧力抑制室水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。



④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

**【原子炉格納容器内の水位】**  
 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握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。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ②原子炉格納容器代替スプレイン流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器下部水位の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。 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量), 原子炉格納容器代替スプレイン流量, 代替循環冷却ポンプ出口流量および原子炉格納容器下部注水流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。
		③復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、原子炉格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【原子炉格納容器内の水位】

原子炉格納容器の過圧破損防止を把握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。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	ドライウエル水位	① 主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量) ② 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ② 原子炉格納容器代替スプレイン流量 ② 代替循環冷却ポンプ出口流量 ② 原子炉格納容器下部注水流量	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量), 原子炉格納容器代替スプレイン流量, 代替循環冷却ポンプ出口流量および原子炉格納容器下部注水流量によりドライウエル水位を推定する。
		③ 復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により, ドライウエル水位を推定する。なお, 復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
9. 原子炉格納容器内の水素濃度 適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	要素	代替パラメータ	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器内の水素濃度】 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。</p>
	要素	要素	推定方法	
	格納容器内水素濃度 (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 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。 格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。	
	格納容器内水素濃度 (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内水素濃度 (S/C) 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。 格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。	
運転 起動 高温停止	格納容器内水素濃度 格納容器内雰囲気水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (D/W) ②格納容器内水素濃度 (S/C)	格納容器内雰囲気水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 格納容器内水素濃度 (D/W) および格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。	

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
10. 原子炉格納容器内の放射線量率 適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器内の放射線量率】 燃料損傷を推定するために必要な設備であり、炉心の著しい損傷が発生するリスクが大 きい期間として、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。</p>	
	要素	要素		
	格納容器内 雰囲気放射線 モニタ (D/W)	① 主要パラメータの他 チャンネル ② [エリア放射線モニ タ] エリア放射線モニタ (有効監 視パラメータ) の指示値を用 いて原子炉格納容器内の放射 線量率を推定する。		
	格納容器内 雰囲気放射線 モニタ (S/C)	① 主要パラメータの他 チャンネル ② [エリア放射線モニ タ] エリア放射線モニタ (有効監 視パラメータ) の指示値を用 いて原子炉格納容器内の放射 線量率を推定する。		
運転 起 高温停止				

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
11. 未臨界の維持または監視				
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ		④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))  【未臨界の維持または監視】 制御棒又ははばう酸水により原子炉が停止していることを確認するために必要な設備であることから、保安規定第27条に準じた期間とする。
	要素	要素	推定方法	
起動 <sup>※8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※9</sup>	起動領域モニタ	①主要パラメータの他 チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。	
		③ [制御棒位置指示系]	制御棒位置指示系(有効監視パラメータ)により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。	
運転 起動	平均出力領域 モニタ	①主要パラメータの他 チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	
		③ [制御棒位置指示系]	制御棒位置指示系(有効監視パラメータ)により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。	
	[制御棒位置指示系]	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。	
<p>※8：中性子源領域の場合に適用する。</p> <p>※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。</p>				

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
12. 最終ヒートシンクの確保 (1) 代替循環冷却系	適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 代替循環冷却系と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。</p>
	運転 起動 高温停止	<p>サブレーション プール水温度</p> <p>残留熱除去系熱 交換器入口温度</p> <p>代替循環冷却ボ ンプ出口流量(原 子炉圧力容器へ の注水)</p>	<p>①主要パラメータの他 の検出器</p> <p>②圧力抑制室内空気温 度</p> <p>①サブレーションプー ル水温度</p> <p>①圧力抑制室水位</p> <p>②原子炉水位 (広帯域)</p> <p>②原子炉水位 (燃料域)</p> <p>②原子炉水位 (SA広帯 域)</p> <p>②原子炉水位 (SA燃料 域)</p> <p>③原子炉圧力容器温度</p> <p>①原子炉格納容器下部 水位</p> <p>①ドライウエル水位</p> <p>②ドライウエル温度</p> <p>②ドライウエル圧力</p> <p>②圧力抑制室圧力</p>	

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(2) 原子炉格納容器フィルタベント系 適用される 原子炉の状態④ 運 転 起 動 高温停止	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	推定方法	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) <b>【最終ヒートシンクの確保 (原子炉格納容器フィルタベント系)】</b> 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 原子炉格納容器フィルタベント系と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。
	フィルタ装置水位 (広帯域)	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置水位 (広帯域) 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。	
	フィルタ装置入口 圧力 (広帯域)	①ドラウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力または圧力抑制室圧力の傾向監視により 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を推定する。	
	フィルタ装置出口 圧力 (広帯域)	①ドラウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力または圧力抑制室圧力の傾向監視により 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を推定する。	
	フィルタ装置水温度	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置水温度の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。	
	フィルタ装置出口 放射線モニタ	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置出口放射線モニタの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。	
	フィルタ装置出口 水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W) ①格納容器内水素濃度 (S/C)	原子炉格納容器内の水素が原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W) または格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。	



保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

(3) 耐圧強化ベント系			
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	耐圧強化ベント系 放射線モニタ	①主要パラメータの他 チャンネル	耐圧強化ベント系放射線モニタの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。

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)】  
各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。  
耐圧強化ベント系と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。

(4) 残留熱除去系			
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※10	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッションプール水温度	原子炉圧力容器温度およびサブプレッションプール温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。
残留熱除去系	②原子炉補機冷却水系系統流量	②原子炉補機冷却水系系統流量	原子炉補機冷却水系系統流量および残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	①圧力抑制室水位	①圧力抑制室水位	水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。
残留熱除去系ポンプ出口流量	②残留熱除去系ポンプ出口圧力	②残留熱除去系ポンプ出口圧力	残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)】  
各設備が機能していることを確認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、かつプールの水位が開の場合、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、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閉の場合)」とする。

※10：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  
 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
1.3. 格納容器バイパスの監視 (1) 原子炉圧力容器内の状態 適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	推定方法	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))  <b>【格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)】</b> 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動及び高温停止」とする。
	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他 チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉水位 (広帯域) 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。 原子炉水位 (SA広帯域) により推定する。	
	原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他 チャンネル ②原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (燃料域) 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。 原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。	
	原子炉水位 (SA広帯域)	①原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (広帯域) により推定する。	
	原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (燃料域) により推定する。	
	原子炉圧力	①主要パラメータの他 チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	原子炉圧力の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。 原子炉圧力 (SA) により推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。	
	運転			
	起動			
	高温停止			

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)】  
 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動及び高温停止」とする。

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)】  
 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動及び高温停止」とする。

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉圧力(SA)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。
	③原子炉水位(広帯域)	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。	
	③原子炉水位(燃料域)		
	③原子炉水位(SA広帯域)		
	③原子炉水位(SA燃料域)		
③原子炉圧力容器温度			

(2) 原子炉格納容器内の状態

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	ドライウエル 温度	①主要パラメータの他の 検出器	ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。
		②ドライウエル圧力	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。
	ドライウエル圧 力	①圧力抑制室圧力	圧力抑制室圧力により推定する。
		②ドライウエル温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。
		③ [ドライウエル圧力]	監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により、ドライウエル圧力を推定する。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(3) 原子炉建屋内の状態 適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	推定方法	【格納容器バイパスの監視 (原子炉建屋内の状態)】 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動及び高温停止」とする。
	高圧炉心スプレ イ系ポンプ出口 圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A) ② [エリア放射線モニ タ]	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バ イパスの発生を推定する。 エリア放射線モニタ (有効監 視パラメータ) により格納容 器バイパスの発生を推定す る。	
	残留熱除去系 ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A) ② [エリア放射線モニ タ]	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バ イパスの発生を推定する。 エリア放射線モニタ (有効監 視パラメータ) により格納容 器バイパスの発生を推定す る。	
運 転 起 動 高温停止	低圧炉心スプレ イ系ポンプ出口 圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A) ② [エリア放射線モニ タ]	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バ イパスの発生を推定する。 エリア放射線モニタ (有効監 視パラメータ) により格納容 器バイパスの発生を推定す る。	

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
14. 水源の確保	適用される原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p><b>【水源の確保】</b> 各設備が機能していることを確認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、かつプールの状態が燃料交換は、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、かつプールの状態が閉の場合は、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、高温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となつた場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの状態が閉の場合は適用しない。(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの状態が閉の場合)」とする。</p>
	<p>運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※11</p>	<p>要素</p> <p>① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン流量) ① 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ① 原子炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量および原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p> <p>② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ② 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ② 高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 ② 復水移送ポンプ出口圧力</p>	<p>要素</p> <p>① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン流量) ① 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ① 原子炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量および原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p> <p>② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ② 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ② 高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力および復水移送ポンプ出口圧力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タンク水位が確保されていることを推定する。</p>	

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換 <sup>※11</sup>	復 水 貯 蔵 タ ン ク 水 位	③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域)	注 水 先 の 原 子 炉 水 位 の 変 化 量 に よ り 復 水 貯 蔵 タ ン ク 水 位 を 推 定 す る。 な お、 復 水 貯 蔵 タ ン ク の 補 給 状 況 も 考 慮 し た 上 で 水 位 を 推 定 す る。	

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【水源の確保】

各設備が機能していることを確認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、原子炉の状態で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、かつプールの状態が燃料交換は、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、かつプールの状態が閉の場合は、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、高温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となつた場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの状態が閉の場合は適用しない。(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの状態が閉の場合)とする。



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④	主要パラメータ	代替パラメータ		
	要素	要素	推定方法	
運 転 起 動 高 温 停 止	圧力抑制室水 位	① 主要パラメータの他 チャンネル	圧力抑制室水位の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。	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))  【水源の確保】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 保安規定第46条(サブレッシュヨンプールの水位)で要求される期間と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。
		② 代替循環冷却ポンプ 出口流量 ② 残留熱除去系ポンプ 出口流量 ② 低圧炉心スプレイス ポンプ出口流量	サブレッシュヨンプールのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプおよび低圧炉心スプレイスポンプの出口流量から、これらの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圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。	
		③ 代替循環冷却ポンプ 出口圧力 ③ 残留熱除去系ポンプ 出口圧力 ③ 低圧炉心スプレイス ポンプ出口圧力	サブレッシュヨンプールのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプおよび低圧炉心スプレイスポンプの出口圧力から、これらの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圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。	
※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが開の場合				



④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【原子炉建屋内の水素濃度】

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、原子炉内に燃料が装着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を貯蔵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であり、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。

15. 原子炉建屋内の水素濃度

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※12	原子炉建屋内水素濃度※13	① 主要パラメータの他チャンネル	原子炉建屋内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		② 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置※14	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（静的触媒式水素再結合装置入口および出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。	

※12：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

※13：「66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視」において運転上の制限等を定める。

※14：1チャンネルとは1個の静的触媒式水素再結合装置の出入口に設置している2個の静的触媒式水素再結合装置動作監視装置をいう。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
16. 原子炉格納容器内の酸素濃度	適用される原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器内の酸素濃度】 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。</p>
	運転 起動 高温停止	格納容器内 酸素濃度	<p>① 主要パラメータの他チャンネル</p> <p>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。</p> <p>② 格納容器内酸素濃度 放射線モニタ (D/W) ② 格納容器内酸素濃度 放射線モニタ (S/C) ② ドライウェル圧力 ② 圧力抑制室圧力</p> <p>格納容器内酸素濃度放射線モニタ (D/W) または格納容器内酸素濃度放射線モニタ (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。 ドライウェル圧力および圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。</p>	

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

17. 使用済燃料プールの監視<sup>\*15</sup>

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
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	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) により, 水位・温度を推定する。
		②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) により, 水位・温度を推定する。
		②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) および使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) にて水位を計測した後, 水位と放射線量率の関係をより放射線量率を推定する。
		②使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態を監視する。

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【使用済燃料プールの監視】

使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握するために必要な設備であり, 使用済燃料プールに燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから, 適用される原子炉の状態は「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。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
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	①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式） ①使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） ①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）および使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）により使用済燃料プールの状態を推定する。	

※15：「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目⑤	頻度	担当
1. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長 または 電気課長
2. 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	発電課長 または 計測制御課長

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【使用済燃料プールの監視】

使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握するために必要な設備であり，使用済燃料プールに燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから，適用される原子炉の状態は「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。

⑤ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針

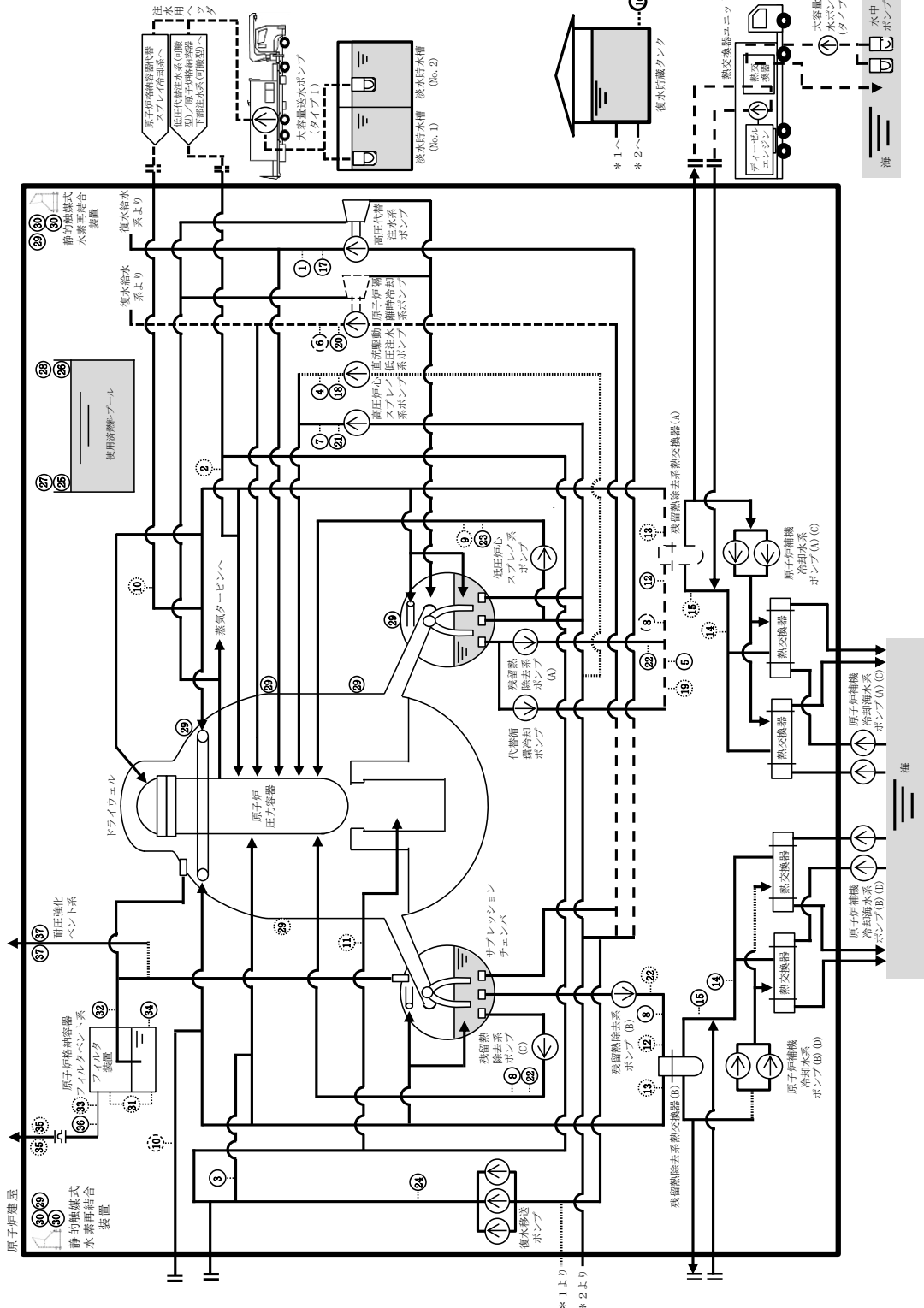
- 4. 2)
  - a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）  
項目2が該当。  
定事検停止時の点検に合わせ，性能確認を実施し，確認事項は，保安規定第27条（計測及び制御設備）の各チャンネルと同様，チャンネル校正を行う。
  - b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）  
項目1が該当。  
通常運転中の確認事項は，指示値により動作不能でないことの確認（振切れや他の計器との差異の有無等の確認）を行う。  
頻度は，設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし，1ヶ月に1回とする。

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⑥</p>				
<p>要件</p> <p>A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合</p> <p>B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合</p> <p>C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合</p> <p>D. 運転、起動または高温停止において条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合</p> <p>E. 低温停止、燃料交換において条件A, BまたはCの措置を完了時間以内に達成できない場合</p>	<p>要求される措置</p> <p>A1. 発電課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>B1. 発電課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>C1. 発電課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。 D1. 発電課長は、高温停止にする。 および D2. 発電課長は、低温停止にする。</p> <p>E1. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p>	<p>完了時間</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>30日間</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>30日間</p> <p>3日間</p> <p>24時間</p> <p>36時間</p> <p>速やかに</p>	<p>⑥ 運転上の制限を満足していない場合の条件及び措置を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2), (3), 添付-3)</p> <p>計装設備は、1N要求設備であるため、主要パラメータを計測する計器、代替パラメータを計測する計器またはその両方が動作不能となった場合を条件として記載する。</p> <p>A1. 主要パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを代替するパラメータ(代替パラメータ)を計測する計器が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>A2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる(事故時計装における所要チャンネル数を満足できない場合の措置を準用)。</p> <p>A3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。なお、この間、代替パラメータによる監視により主要パラメータの推定は可能である。</p> <p>B1. 代替パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを計測する計器が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>B2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる(事故時計装における所要チャンネル数を満足できない場合の措置を準用。)</p> <p>B3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。なお、この間、主要パラメータが動作可能であれば重大事故等時の対応は可能である。</p> <p>C1. 主要パラメータを計測する計器及び代替パラメータを計測する計器がともに動作不能となった場合、いずれかの計器を復旧させる。完了時間は、主要パラメータを監視する機能が全喪失となることから「3日間」とする。</p> <p>D1., D2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>E1. 該計器を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p>	



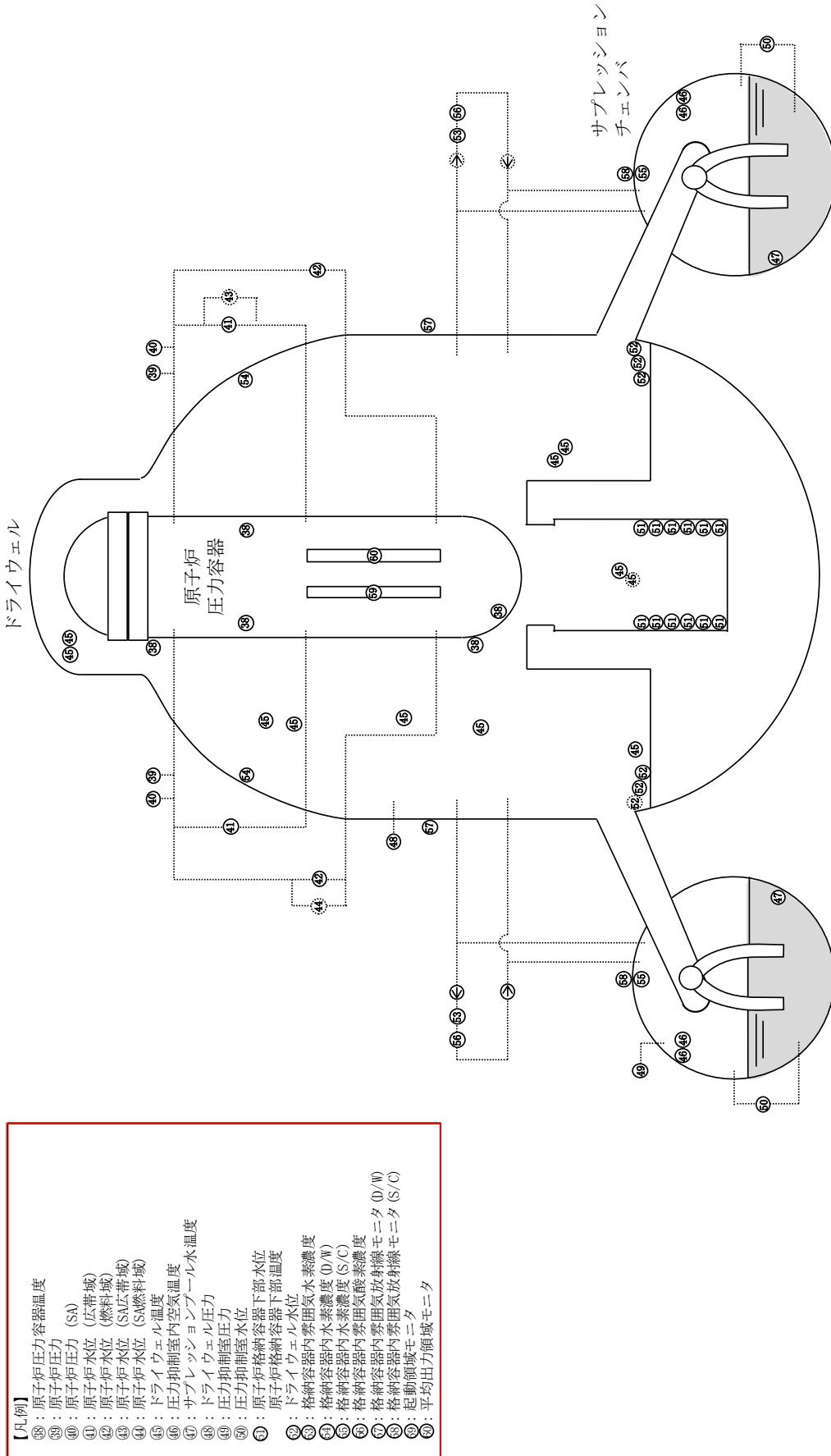
66-13-1 の範囲  
赤枠にて示す

- 【凡例】
- ①：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ②：高圧代替注水系統ポンプ出口流量（残留熱除去系洗浄ライン流量）
  - ③：残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系洗浄ライン流量）
  - ④：残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系洗浄ライン流量）
  - ⑤：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑥：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑦：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑧：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑨：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑩：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑪：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑫：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑬：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑭：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑮：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑯：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑰：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑱：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑲：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ⑳：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉑：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉒：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉓：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉔：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉕：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉖：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉗：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉘：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉙：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉚：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉛：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉜：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉝：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉞：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㉟：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊱：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊲：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊳：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊴：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊵：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊶：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊷：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊸：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊹：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊺：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊻：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊼：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊽：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊾：高圧代替注水系統ポンプ出口流量
  - ㊿：高圧代替注水系統ポンプ出口流量



第 6.4-1 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（1）（監視機能喪失時に使用する設備）

66-13-1 の範囲  
赤枠にて示す



- 【凡例】
- 38：原子炉圧力容器温度
  - 39：原子炉圧力 (SA)
  - 40：原子炉圧力 (広帯域)
  - 41：原子炉水位 (燃料域)
  - 42：原子炉水位 (SAM広帯域)
  - 43：原子炉水位 (SAM燃料域)
  - 44：原子炉水位 (SAM燃料域)
  - 45：ドライウエル温度
  - 46：圧力抑制室内空気温度
  - 47：サブプレッションチャンバー水温度
  - 48：ドライウエル圧力
  - 49：圧力抑制室圧力
  - 50：圧力抑制室水位
  - 51：原子炉格納容器下部温度
  - 52：原子炉格納容器水位
  - 53：格納容器内雰囲気水素濃度
  - 54：格納容器内水素濃度 (D/W)
  - 55：格納容器内水素濃度 (S/C)
  - 56：格納容器内雰囲気酸素濃度
  - 57：格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
  - 58：格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
  - 59：起動領域モニタ
  - 60：平均出力領域モニタ

第 6.4-2 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (2) (監視機能喪失時に使用する設備)



所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

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

(1) 原子炉压力容器温度

個 数	5
計測範囲	0～500℃

(2) 原子炉圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	2
計測範囲	0～10MPa[gage]

(3) 原子炉圧力（S A）

個 数	2
計測範囲	0～11MPa[gage]

(4) 原子炉水位（広帯域）

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

個 数	2
計測範囲	-3,800mm～1,500mm <sup>※1</sup>

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

## (5) 原子炉水位（燃料域）

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

個 数	2
計測範囲	-3,800mm～1,300mm <sup>※2</sup>

## (6) 原子炉水位（S A広帯域）

個 数	1
計測範囲	-3,800mm～1,500mm <sup>※1</sup>

## (7) 原子炉水位（S A燃料域）

個 数	1
計測範囲	-3,800mm～1,300mm <sup>※2</sup>

## (8) 高圧代替注水系ポンプ出口流量

個 数	1
計測範囲	0～120m <sup>3</sup> /h

## (9) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）

個 数	1
計測範囲	0～220m <sup>3</sup> /h

所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す
-------------------------

(10) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）

個 数	1
計測範囲	0～220m <sup>3</sup> /h

(11) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量

個 数	1
計測範囲	0～100m <sup>3</sup> /h

(12) 代替循環冷却ポンプ出口流量

個 数	1
計測範囲	0～200m <sup>3</sup> /h

(13) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

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

個 数	1
計測範囲	0～150m <sup>3</sup> /h

(14) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

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

個 数	1
計測範囲	0～1,500m <sup>3</sup> /h

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

## (15) 残留熱除去系ポンプ出口流量

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

個 数 3

計測範囲 0～1,500m<sup>3</sup>/h

## (16) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

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

個 数 1

計測範囲 0～1,500m<sup>3</sup>/h

## (17) 原子炉格納容器代替スプレイ流量

個 数 2

計測範囲 0～100m<sup>3</sup>/h

## (18) 原子炉格納容器下部注水流量

個 数 1

計測範囲 0～110m<sup>3</sup>/h

## (19) ドライウェル温度

個 数 11

計測範囲 0～300℃

所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す
-------------------------

(20) 圧力抑制室内空気温度		
個 数	4	
計測範囲	0 ~ 300°C	
(21) サプレッションプール水温度		
個 数	16	
計測範囲	0 ~ 200°C	
(22) 原子炉格納容器下部温度		
個 数	12	
計測範囲	0 ~ 700°C	
(23) ドライウェル圧力		
個 数	1	
計測範囲	0 ~ 1 MPa [abs]	
(24) 圧力抑制室圧力		
個 数	1	
計測範囲	0 ~ 1 MPa [abs]	
(25) 圧力抑制室水位		
個 数	2	
計測範囲	0 ~ 5 m (O. P. - 3900mm ~ 1100mm) ※3	

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

## (26) 原子炉格納容器下部水位

個 数	12
計測範囲	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (O.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm) ※ <sup>3</sup>

## (27) ドライウェル水位

個 数	6
計測範囲	0.02m, 0.23m, 0.34m (O.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm) ※ <sup>3</sup>

## (28) 格納容器内水素濃度 (D/W)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～100vol%

## (29) 格納容器内水素濃度 (S/C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～100vol%

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

## (30) 格納容器内雰囲気水素濃度

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	4
計測範囲	0～30vol% / 0～100vol%

## (31) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

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。

## (32) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)

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。

## (33) 起動領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉核計装

個 数	8
計測範囲	$10^{-1}\text{cps} \sim 10^6\text{cps}$ $(1 \times 10^3\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^9\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は0～125% $(1 \times 10^8\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^{13}\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$



所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す
-------------------------

## (34) 平均出力領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉核計装

個 数	6 <sup>※4</sup>
計測範囲	0～125% ( $1.2 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )

## (35) フィルタ装置水位（広帯域）

個 数	3
計測範囲	0～3,650mm

## (36) フィルタ装置入口圧力（広帯域）

個 数	1
計測範囲	-0.1～1 MPa[gage]

## (37) フィルタ装置出口圧力（広帯域）

個 数	1
計測範囲	-0.1～1 MPa[gage]

## (38) フィルタ装置水温度

個 数	3
計測範囲	0～200°C

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

## (39) 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。

## (40) フィルタ装置出口水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～30vol% / 0～100vol%

## (41) 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。

## (42) 残留熱除去系熱交換器入口温度

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

個 数	2
計測範囲	0～300℃

## (43) 残留熱除去系熱交換器出口温度

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

個 数	2
計測範囲	0～300℃

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

## (44) 原子炉補機冷却水系系統流量

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

個 数 2

計測範囲 0～4,000m<sup>3</sup>/h

## (45) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量

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

個 数 2

計測範囲 0～1,500m<sup>3</sup>/h

## (46) 復水貯蔵タンク水位

個 数 1

計測範囲 0～3,200m<sup>3</sup>

## (47) 高圧代替注水系ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～15MPa[gage]

## (48) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～2MPa[gage]

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

## (49) 代替循環冷却ポンプ出口圧力

個 数	1
計測範囲	0 ~ 4 MPa [gage]

## (50) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	1
計測範囲	0 ~ 15MPa [gage]

## (51) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	1
計測範囲	0 ~ 12MPa [gage]

## (52) 残留熱除去系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	3
計測範囲	0 ~ 4 MPa [gage]

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

## (53) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	1
計測範囲	0 ~ 5 MPa [gage]

## (54) 復水移送ポンプ出口圧力

個 数	1
計測範囲	0 ~ 1.5 MPa [gage]

## (55) 原子炉建屋内水素濃度

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	7
計測範囲	0 ~ 10 vol%

## (56) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

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	8
計測範囲	0 ~ 500°C

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

(57) 格納容器内雰囲気酸素濃度

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損傷を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～30vol%

(58) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

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。

(59) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

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。

(60) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

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。

(61) 使用済燃料プール監視カメラ

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。

所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す
-------------------------

## b. 放水砲

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

## (3) 使用済燃料プール監視設備

## a. 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

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	水位	1
	温度	1（検出点 2 箇所）
計測範囲	水位	-4,300mm～7,300mm <sup>※1</sup> (O. P. 21620mm～O. P. 33220mm)
	温度	0～120℃

## b. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

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 15 箇所）
計測範囲	水位	0～7,010mm <sup>※1</sup> (O. P. 25920mm～O. P. 32930mm)
	温度	0～150℃

## c. 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

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。



所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

d. 使用済燃料プール監視カメラ

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

※1：基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O. P. 25920mm）

(4) 燃料プール冷却浄化系

a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

台 数 1（予備1）

容 量 約 160m<sup>3</sup>/h

全揚程 約 80m

b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

基 数 1（予備1）

伝熱容量 約 1.26MW

(5) 原子炉補機代替冷却水系

a. 熱交換器ユニット

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. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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。

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

(2) プロセス放射線モニタリング設備

a. 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

兼用する設備は以下のとおり。

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

個 数 2

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

b. 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)

兼用する設備は以下のとおり。

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

個 数 2

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

c. フィルタ装置出口放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 2

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

所要数・必要容量  
 関連個所を下線にて示す

d. 耐圧強化ベント系放射線モニタ

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 2

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

(3) エリア放射線モニタリング設備

a. 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

高線量

個 数 1

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

低線量

個 数 1

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

b. 緊急時対策所可搬型エリアモニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類 半導体式検出器

計測範囲  $0.01 \mu\text{Sv/h} \sim 999.9\text{mSv/h}$

台 数 1（予備1）

所要数・必要容量  
 関連個所を赤枠にて示す

第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方 針 目 的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パ ラ メ ー タ の 選 定 及 び 分 類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 5px;"> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ</li> </ul> <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> </div> <ul style="list-style-type: none"> <li>・有効監視パラメータ</li> </ul> <p>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ</li> </ul> <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・有効監視パラメータ</li> </ul> <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p>

所要数・必要容量  
 関連個所を赤枠にて示す

対応手段等	監視機能喪失時	計器の故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。
			代替パラメータによる推定	<div style="border: 2px solid red; padding: 5px;">                     主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。                      推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。                 </div> 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定。</li> <li>・水位を注水源若しくは注水先の水位変化、注水量又は出口圧力により推定。</li> <li>・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定。</li> <li>・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。</li> <li>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定。</li> <li>・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定。</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。</li> <li>・酸素濃度あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定。</li> <li>・水素濃度を装置の作動状況により推定。</li> <li>・エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事象が発生したことを推定。</li> <li>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器の圧力により推定。</li> <li>・使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定。</li> <li>・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の滴水状態を推定。</li> </ul>

同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

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
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他の検出器 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SAM広帯域) ②原子炉水位 (SAM燃料域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SAM広帯域) ③原子炉水位 (SAM燃料域) ③原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SAM広帯域) ③原子炉水位 (SAM燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ④高圧代替注水系ポンプ出口流量 ⑤残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量) ⑥残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器 冷却ライン洗浄流量) ⑦直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ⑧代替循環冷却ポンプ出口流量 ⑨原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ⑩高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ⑪残留熱除去系ポンプ出口流量 ⑫低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ⑬原子炉圧力 ⑭原子炉圧力 (SA) ⑮圧力抑制室圧力	①原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は、他チャネル により推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③原子炉水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗 浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) , 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残 留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) , 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、代替 循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口 流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量のうち、実際の機器 動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により、主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量) ④残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器 冷却ライン洗浄流量) ⑤直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ⑥代替循環冷却ポンプ出口流量 ⑦原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ⑧高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ⑨残留熱除去系ポンプ出口流量 ⑩低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ⑪原子炉圧力 ⑫原子炉圧力 (SA) ⑬圧力抑制室圧力	①原子炉水位 (SA広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄 ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) , 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残 留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) , 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、代替循環 冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流 量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量のうち、実際の機器動 作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により、主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) を 優先する。	



同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SAG広帯域) ②原子炉水位 (S燃料域)	①高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SAG広帯域) ②原子炉水位 (S燃料域)	推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。 ①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
原子炉压力容器への注水量	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SAG広帯域) ②原子炉水位 (S燃料域)	推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。 ①直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SAG広帯域) ②原子炉水位 (S燃料域)	推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。 ①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SAG広帯域) ②原子炉水位 (S燃料域)	推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SAG広帯域) ②原子炉水位 (S燃料域)	推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。 ①高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SAG広帯域) ②原子炉水位 (S燃料域)	推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。

同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉への注水量	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SAM広帯域) ⑤原子炉水位 (SAM燃料域)	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位 ③原子炉水位 ④原子炉水位 ⑤原子炉水位	①低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ③ドライウエル水位 ④ドライウエル温度 ⑤圧力抑制室圧力	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ③ドライウエル水位 ④ドライウエル温度 ⑤圧力抑制室圧力	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ④圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ④圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレイレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器代替スプレイレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。 推定は、溶融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ④圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ④圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。
原子炉格納容器への注水量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ③ドライウエル水位	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ③ドライウエル水位	①原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。

同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションポンプ水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションポンプ水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①サブプレッションポンプ水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションポンプ水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度によりサブプレッションポンプ水温度を推定する。
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他の検出器 ②サブプレッションポンプ水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションポンプ水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションポンプ水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①サブプレッションポンプ水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションポンプ水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度によりサブプレッションポンプ水温度を推定する。
	サブプレッションポンプ水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションポンプ水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションポンプ水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度によりサブプレッションポンプ水温度を推定する。
原子炉格納容器下部温度	原子炉格納容器下部温度	①主要パラメータの他チヤンネル	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①原子炉格納容器下部温度の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。
	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により、ドライウエル圧力を推定する。
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力 (常用計器) により、圧力抑制室圧力を推定する。
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	①主要パラメータの他チヤンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器洗浄流量) ④残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器始動ライン洗浄流量) ⑤直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ⑥原子炉隔壁時給冷却系ポンプ出口流量 ⑦高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ⑧原子炉格納容器下部注水流量 ⑨原子炉格納容器水位 ⑩復水貯蔵タンク水位	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。 ①圧力抑制室水位の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン出口流量、原子炉隔壁時給冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量及び原子炉格納容器下部注水流量により、外部水源を使用した注水量の積算により圧力抑制室水位を推定する。 ③原子炉格納容器水位の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量による(上記②、③)の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッションチヤンネルへ移行する場合を想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサブプレッションチヤンネルからの原子炉格納容器ベント操作可否判断 (通常運転水位+約2m) から考えたと保守的な評価となることから問題ない。) 推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。



同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

(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
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャネル ②平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタの1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系(有効監視パラメータ)により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。 ①平均出力領域モニタの1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系(有効監視パラメータ)により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャネル ②起動領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	①平均出力領域モニタの他チャネルを優先する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。 ①制御棒位置指示系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②制御棒位置指示系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。
最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保	[制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒位置指示系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②制御棒位置指示系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。
	サブプレッションプール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。
代 替 循 環 冷 却 系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①サブプレッションプール水温度	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水)	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ④原子炉水位(SA広帯域) ⑤原子炉水位(SA燃料域) ⑥原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位により注水量を推定する。 ②原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
代 替 循 環 冷 却 ポ ン プ 注 水	代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉格納容器への注水)	①原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位 ③ドライウエル温度 ④ドライウエル圧力 ⑤圧力抑制室圧力	推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。 ①原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ②原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は、注水先の原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位を優先する。

同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法	
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器	フィルタ装置水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル ①ドライウエール圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置水位 (広帯域) 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。 ①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタ装置の健全性を確認する。
	原子炉格納容器	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	①ドライウエール圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタ装置の健全性を確認する。
	原子炉格納容器	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	①ドライウエール圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエール圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタ装置の健全性を確認する。
	原子炉格納容器	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の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。
	原子炉格納容器	フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの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。
	原子炉格納容器	フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W) ①格納容器内水素濃度 (S/C)	①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が原子炉格納容器フィルタ装置より原子炉格納容器の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W) 又は格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。
	原子炉格納容器	耐圧強化バント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化バント系放射線モニタの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。
	原子炉格納容器	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブレンジョンプール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度及びサブレンジョンプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	原子炉格納容器	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系統流量 ②残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	原子炉格納容器	残留熱除去系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力	推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉炉圧力	①主要パラメータの他チャヤンネル ①原子炉炉圧力 (広帯域) ②原子炉炉圧力 (SA広帯域) ③原子炉炉圧力 (SA燃料域)	①原子炉炉圧力 (広帯域)、原子炉炉圧力 (燃料域) の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉炉圧力 (広帯域)、原子炉炉圧力 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA広帯域)、原子炉炉圧力 (SA燃料域) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。 ①原子炉炉圧力 (SA広帯域)、原子炉炉圧力 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (広帯域)、原子炉炉圧力 (燃料域) により推定する。 ②原子炉炉圧力の監視が不可能となった場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ③原子炉炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) により推定する。
	原子炉炉圧力	①原子炉炉圧力 (広帯域) ②原子炉炉圧力 (SA燃料域)	①原子炉炉圧力 (SA広帯域)、原子炉炉圧力 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (広帯域)、原子炉炉圧力 (燃料域) により推定する。
	原子炉炉圧力	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉炉圧力 (SA) ③原子炉炉圧力 (広帯域) ④原子炉炉圧力 (燃料域) ⑤原子炉炉圧力 (SA広帯域) ⑥原子炉炉圧力 (SA燃料域) ⑦原子炉炉圧力 (SA燃料域)	①原子炉炉圧力の監視が不可能となった場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力から原子炉炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
	原子炉炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉炉圧力 (広帯域) ③原子炉炉圧力 (燃料域) ④原子炉炉圧力 (SA広帯域) ⑤原子炉炉圧力 (SA燃料域) ⑥原子炉炉圧力 (SA燃料域)	①原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力により推定する。 ③原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力から原子炉炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
	ドライウエル温度	①主要パラメータの他チャヤンネル ②ドライウエル圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。
	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] <sup>*2</sup>	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により、ドライウエル圧力を推定する。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉炉圧力 ①原子炉炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力、原子炉炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	①原子炉炉圧力 ①原子炉炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	推定は、原子炉炉圧力、原子炉炉圧力 (SA) を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力、原子炉炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉炉圧力 ①原子炉炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	推定は、原子炉炉圧力、原子炉炉圧力 (SA) を優先する。 ①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力、原子炉炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。



同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵タンク水位  圧力抑制室水位	代替パラメータ*1 ①高圧代替注水系ポンプ出口流量 ①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系へッドスプレインライン洗浄流量) ①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ①直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ①原子炉格納容器下部注水流量 ②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 ②復水移送ポンプ出口圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SAM帯域) ③原子炉水位 (SAM燃料域)	①復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ライン流量)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量及び原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力及び復水移送ポンプ出口圧力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タンク水位が確保されていることを推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵タンク水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。  推定は、復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内酸素濃度の	原子炉建屋内酸素濃度  原子炉建屋内酸素濃度	①主要パラメータの他チャヤンネル ①代替循環冷却ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③残留熱除去系ポンプ出口圧力 ③低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力	①圧力抑制室水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッショントラックのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイレイン系ポンプの出口流量から、これらの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圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 ③圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッショントラックのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイレイン系ポンプの出口圧力から、これらの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圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。  推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
原子炉建屋内酸素濃度の	原子炉建屋内酸素濃度	①主要パラメータの他チャヤンネル ②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	①原子炉建屋内酸素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉建屋内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、動的触媒式水素再結合装置動作監視装置 (静的触媒式水素再結合装置入口及び出口の差温度から酸素濃度を推定) により推定する。  推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
原子炉格納容器内の	原子炉格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器内酸素濃度監視モニタ (D/W) ②格納容器内酸素濃度監視モニタ (S/C) ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	①格納容器内酸素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内酸素濃度監視モニタ (D/W) または格納容器内酸素濃度監視モニタ (S/C) にて恒心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な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。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正常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ヤンネルを優先する。

同等な性能を有することの説明  
 関連個所を赤枠にて示す

(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
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により放射線量/水位の関係をj利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)を優先する。 ①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により放射線量/水位の関係をj利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ③使用済燃料プール監視カメラ	推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)を優先する。 ①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ③使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)を優先する。 ①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能な場合は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により使用済燃料プールの状態を推定する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ③使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)を優先する。 ①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能な場合は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)により使用済燃料プールの状態を推定する。

\*1:代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

保安規定第66条

表66-13「計装設備」

66-13-2「補助パラメータ」

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 代替措置に関する設備

(1) 審査会合資料抜粋（代替措置に関する説明）

66-13-2 補助パラメータ①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
補助パラメータ	補助パラメータを計測する計器が動作可能であること※1

1. 電源関係

適用される原子炉の状態④	補助パラメータ	動作可能であるべきチャンネル数⑤
運転 起 高温停止 低温停止 燃料交換	6-2F-1 母線電圧	1
	6-2F-2 母線電圧	1
	6-2C 母線電圧	1
	6-2D 母線電圧	1
	6-2H 母線電圧	1
	4-2C 母線電圧	1
	4-2D 母線電圧	1
	125V 直流主母線2A 電圧	1
	125V 直流主母線2B 電圧	1
	125V 直流主母線2A-1 電圧	1
125V 直流主母線2B-1 電圧	1	
HPCS125V 直流主母線電圧	1	
運転 起 高温停止	250V 直流主母線電圧	1

※1：計測対象の系統本体が動作可能であることを要求されない場合を除く。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1.15）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（資料1.（3））

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として、重大事故等対処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）第五十八条（1.15）

「計装設備（事故時の計装に関する手順等）」として、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するため有効な情報を把握できる設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ 電源関係のパラメータは「66-12（電源設備）」と同様に、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備を補助的に監視するパラメータであることから、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。ただし、250V直流主母線電圧については、「運転、起動及び高温停止」とする。高圧窒素ガス供給系のパラメータは、「66-3-3（主蒸気逃がし安全弁の機能回復）」と同様に、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 各パラメータを計測するために必要な各1チャンネルを動作可能であるべきチャンネル数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-1）

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

2. その他

適用される 原子炉の状態④	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数⑤
運 転 起 動 高温停止	高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力	1 ※2
	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	1 ※3

※2：高圧窒素ガス供給系1系列あたり。

※3：代替高圧窒素ガス供給系1系列あたり。

(2) 確認事項

項 目⑥	頻 度	担 当
1. 補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長
2. 補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長
3. 補助パラメータを監視する計器が健全であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

⑥適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.

2)

a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）

項目1, 2が該当。

定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。確認事項は、保安規定第27条（計測および制御設備）の各チャンネルと同様、チャンネル校正又は性能確認を行う。

b. 動作確認（動作不能でないことを指示により確認する。）

項目3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回計器が動作不能でないことを確認する。

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	(3) 要求される措置	要件⑦	要求される措置⑧	完了時間
	運転起動高温停止	<p>A. 補助パラメータを計測する計器が動作不能の場合</p> <p>B. 条件AのA1またはA2で要求される措置を完了する間に達成できない場合</p> <p>C. 条件AのA3または条件Bで要求される措置を完了する間に達成できない場合</p>	<p>要求される措置⑧</p> <p>A1. 発電課長は、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措置を開始する。および</p> <p>A2. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。および</p> <p>A3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。および</p> <p>B1. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。および</p> <p>C1. 発電課長は、高温停止にする。および</p> <p>C2. 発電課長は、低温停止にする。および</p> <p>A1. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。および</p> <p>A2. 発電課長は、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。および</p> <p>A3. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。および</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>30日間</p> <p>3日間</p> <p>24時間</p> <p>36時間</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>
冷温停止燃料交換				
<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。 補助パラメータを計測する計器が動作不能の場合を条件として設定している。</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><b>【運転、起動及び高温停止】</b></p> <p>A1. 動作不能となった当該計器の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。(添付-1)</p> <p>代替措置は、可能な限りその目的および検知性が同一なものから選定し、同一なものがない場合は添付-1の優先順位により、間接的に検知可能な計器を選定する。</p> <p>A2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる。</p> <p>A3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>B1. 補助パラメータ及び代替措置による監視機能を全て失ったことから、AOTは「3日間」とする。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p><b>【冷温停止及び燃料交換】</b></p> <p>A1. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A2. 動作不能となった当該計器の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。(添付-1)</p> <p>A3. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる。</p>				
<p>※4：代替計器等による監視をいう。</p>				



## 個別説明事項①-(6/7) 補助パラメータの扱いについて

【参考】補助パラメータの監視が不能となった場合の代替措置について

- 主要パラメータについては、設置許可基準規則第58条及び技術的能力1.15の要求事項に基づき、代替パラメータを重大事故等対処設備として整理している。そのため、保安規定においては、「主要パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを代替するパラメータ(代替パラメータ)を計測する計器が動作可能であることを確認する」代替措置を設けることとしている。
- 一方で、重大事故等対処設備として位置づけた補助パラメータについては、設置許可基準規則の条文毎に示している各主要設備の計装設備(補助)としての位置付けであり、主要パラメータとは位置付けが異なることから、その代替監視手段については重大事故等対処設備として整理していない。
- よって、補助パラメータの監視が不能となった場合は事象の状況に応じて代替措置を検討することとするが、基本的には、可能な限りその目的及び検知性が同一なものから選定し、同一なものが無い場合は以下の優先順位により、間接的に検知可能な計器を選定する。

<選定①> 当該系統の当該計器と同一の計器で代替監視可能なもの(多重化されているもの)。

(例) RCWサージタンク水位(多重性有のため、1系統監視不能の場合は他系統を確認)

<選定②> 当該系統の当該計器と類似の計器

(例) M/C電圧に対する同期検定ランニング電圧

<選定③> 当該系統の上流側・下流側の計器により代替監視可能なもの。

(例) ADS入口圧力に対する高圧ポンベ出口圧力

<選定④> 当該系統と同等の他系統において同等な計器で代替監視可能なもの。

(例) 他系統の非常用D/G発電機電圧等



保安規定第66条

表66-13「計装設備」

66-13-3「可搬型計測器」

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 (監視パラメータ)

66-13-3 可搬型計測器①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
可搬型計測器	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 高温停止 冷温停止 燃料交換	可搬型計測器	25個

- ① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1.15）が該当する。
- ② 運転上の制限対象とする系統・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、可搬型計測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）第五十八条（1.15）  
「計装設備（事故時の計装に関する手順等）」として、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける（手順等を定める）こと。
- ④ 可搬型計測器は、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（原子炉圧力容器内の温度、原子炉圧力容器内の圧力、原子炉圧力容器内の水位、原子炉圧力容器への注水量、原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、原子炉格納容器内の圧力、原子炉格納容器内の水位、最終ヒートシンクの確保、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、使用済燃料貯蔵プールの監視）の計測又は推定を行うの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して適用することから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷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 可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）等の計測用として、所要数を25個とする。（測定時の故障を想定した予備は所要数に含まない。）なお、上記の設備は原子炉建屋内に配備された可搬型重大事故等対処設備であり、1N要求設備である。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-1）

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. 所要数の可搬型計測器の機能を確認する。	1年に1回	計測制御課長		
2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長		
(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	
運転起高温停止	A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 防災課長は、代替措置*1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する*2。	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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置*1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに	
<p>※1：代替品の補充等をいう。</p> <p>※2：30日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、30日間を超えたとしても条件Bには移行しない。</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> <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。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき1年に1回、模擬入力による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が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき3ヶ月に1回、外観点検、通電等の確認により動作可能であることを確認する。</p> <p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 可搬型計測器は、1N要求設備であるため、動作可能な設備が所要数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】</p> <p>A1. 動作不能となった当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>A2. 動作不能となった当該設備の機能を補充する代替措置(計測機器の補充等)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、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A1. 動作不能となった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> <p>A2. 動作不能となった当該設備の機能を補充する代替措置(計測機器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。</p>				

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

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」にて記載する。

#### 6.4.2.2 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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置は，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立を図る設計とする。また，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

重大事故等対処設備の補助パラメータは，電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム(S P D S)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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 6.4.2.3 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設

所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す
-------------------------

計基準対象施設の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 格納容器内雰囲気気水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気気放射線モニタ（D/W）
- ・ 格納容器内雰囲気気放射線モニタ（S/C）
- ・ 起動領域モニタ
- ・ 平均出力領域モニタ
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 格納容器内雰囲気気酸素濃度

所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す
-------------------------

- ・使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・原子炉圧力（S A）
- ・原子炉水位（S A広帯域）
- ・原子炉水位（S A燃料域）
- ・高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）
- ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）
- ・直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量
- ・代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・原子炉格納容器代替スプレイ流量
- ・原子炉格納容器下部注水流量
- ・ドライウエル温度
- ・圧力抑制室内空気温度
- ・サブプレッションプール水温度
- ・原子炉格納容器下部温度
- ・ドライウエル圧力
- ・圧力抑制室圧力
- ・圧力抑制室水位
- ・原子炉格納容器下部水位

所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す
-------------------------

- ・ドライウエル水位
- ・格納容器内水素濃度 (D/W)
- ・格納容器内水素濃度 (S/C)
- ・フィルタ装置水位 (広帯域)
- ・フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
- ・フィルタ装置出口圧力 (広帯域)
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置出口水素濃度
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・復水貯蔵タンク水位
- ・高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力
- ・復水移送ポンプ出口圧力
- ・原子炉建屋内水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)
- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)
- ・使用済燃料プール監視カメラ

重大事故等対処設備の補助パラメータは、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ、系統の目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。

安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送すること



所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す
-------------------------

ができる設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用として 26 個（測定時の故障を想定した予備 1 個含む。） 使用する。保有数は、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 26 個を含めて合計 52 個を分散して保管する。

#### 6.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、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。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・ドライウエル温度
- ・圧力抑制室内空気温度
- ・サプレッションプール水温度
- ・原子炉格納容器下部温度
- ・原子炉格納容器下部水位
- ・ドライウエル水位
- ・格納容器内水素濃度（D/W）
- ・格納容器内水素濃度（S/C）
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

なお、起動領域モニタ及び平均出力領域モニタについては、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設

監視パラメータ  
 関連個所を下線にて示す

第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可機型 計測器 個数
① 原子 の炉 温度 力容 器内	原子炉圧力容器温度	5	0~500℃	最大値：約297℃*3	重大事故等時における積傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対し て500℃までを監視可能。	1
	原子炉圧力*1				【②】原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA) *1					
	原子炉水位 (広帯域) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SAG広帯域) *1					
	原子炉水位 (SAG燃料域) *1					
残留熱除去系熱交換器入口温度*1						
② 原子 の炉 圧力 力容 器内	原子炉圧力*2	2	0~10MPa [gauge]	最大値：約8.11MPa [gauge]	【③】最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系) 」を監視するパラメータと同じ。  重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (9.26MPa [gauge]) を包絡する範囲として設定。 原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の1.2倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	1
	原子炉圧力 (SA) *2	2	0~11MPa [gauge]	最大値：約8.11MPa [gauge]		
	原子炉水位 (広帯域) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SAG広帯域) *1					
	原子炉水位 (SAG燃料域) *1					
	原子炉圧力容器温度*1					

監視パラメータ  
 関連個所を下線にて示す

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-3,800mm～1,500mm*4	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～1,470mm) *4	炉心の冷却状態を確認する上で原子炉水位制御範囲 (レベル3～レベル8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-3,800mm～1,300mm*5	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～5,600mm) *6		
	原子炉水位 (SA広帯域) *2	1	-3,800mm～1,500mm*4	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～1,470mm) *4		
	原子炉水位 (SA燃料域) *2	1	-3,800mm～1,300mm*5	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～5,600mm) *6		
	高圧代替注水系ポンプ出口流量*1 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 ヘッドスプレイライン洗浄流量) *1 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量) *1 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量*1 代替循環冷却ポンプ出口流量*1 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1 残留熱除去系ポンプ出口流量*1 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1					
原子炉圧力*1						
原子炉圧力 (SA) *1						
圧力抑制室圧力*1						

④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

①原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

監視パラメータ  
 関連個所を下線にて示す

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
④ 原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0~120m <sup>3</sup> /h	- <sup>46</sup>	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90.8m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		
	高圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量	1	0~1,500m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~318m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h	高圧炉心スプレイス系ポンプの最大注水量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系A系)	1	0~220m <sup>3</sup> /h	- <sup>46</sup>	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプI) を用いた原子炉注水時における最大注水量 (199m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系)	1	0~220m <sup>3</sup> /h	- <sup>46</sup>	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプI) を用いた原子炉注水時における最大注水量 (199m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系C系)	1	0~220m <sup>3</sup> /h	- <sup>46</sup>	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプI) を用いた原子炉注水時における最大注水量 (199m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	1	0~100m <sup>3</sup> /h	- <sup>46</sup>	直流駆動低圧注水系ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (80m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	- <sup>46</sup>	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (150m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,136m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		
	低圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量	1	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h	低圧炉心スプレイス系ポンプの最大注水量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		
	復水貯蔵タンク水位 <sup>*1</sup>						
	圧力抑制釜水位 <sup>*1</sup>						
	原子炉水位 (広帯域) <sup>*1</sup>						
	原子炉水位 (燃料域) <sup>*1</sup>						
原子炉水位 (SA広帯域) <sup>*1</sup>							
原子炉水位 (SA燃料域) <sup>*1</sup>							

監視パラメータ  
 関連個所を下線にて示す

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
⑤ 原子炉格納容器注水量容器への	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	0~220m <sup>3</sup> /h	-46	復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量(88m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	
	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0~220m <sup>3</sup> /h	-46	復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量(88m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	0~100m <sup>3</sup> /h	-46	大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉格納容器スプレイ時による最大注水量(88m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-46	大容量送水ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量(150m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
⑥ 原子炉格納容器注水量容器への	原子炉格納容器下部注水流量	1	0~110m <sup>3</sup> /h	-46	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ(タイプI)若しくは代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器下部注水時における最大注水量(80m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	
	復水貯蔵タンク水位 <sup>*1</sup>	⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉格納容器下部水位 <sup>*1</sup>	⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウエル水位 <sup>*1</sup>	⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウエル温度 <sup>*1</sup>	⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウエル圧力 <sup>*1</sup>	⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	圧力抑制室圧力 <sup>*1</sup>	⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウエル温度	11	0~300℃	146℃以下	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1	
	圧力抑制室内空気温度 <sup>*2</sup>	4	0~300℃	97℃以下	原子炉格納容器の限界圧力(2Pd:854kPa[gage])におけるサブレッシュヨンプンチェンバの飽和温度(約178℃)を監視可能。	1	
	サブレッシュヨンプンプール水温度 <sup>*2</sup>	16	0~200℃	97℃以下	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	1	
原子炉格納容器下部温度	12	0~700℃	-46		1		
ドライウエル圧力 <sup>*1</sup>	⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
圧力抑制室圧力 <sup>*1</sup>	⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
⑦ 原子炉格納容器内の	ドライウエル圧力 <sup>*2</sup>	1	0~1MPa [abs]	330kPa [gage]以下	原子炉格納容器の限界圧力(2Pd:854kPa[gage])を監視可能。	1	
	圧力抑制室圧力 <sup>*2</sup>	1	0~1MPa [abs]	210kPa [gage]以下			
	ドライウエル温度 <sup>*1</sup>	⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	圧力抑制室内空気温度 <sup>*1</sup>	⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					

監視パラメータ  
 関連個所を下線で示す

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑧ 原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	0~5m (O.P.-3900mm~1100mm)	0.05m (O.P.-3850mm)	外部水源注水量限界(通常運転水位+約2m(O.P.-1914mm))を把握できる範囲を監視可能。	1
	原子炉格納容器下部水位	12	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m <sup>47</sup> (O.P.-2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	— <sup>46</sup>	原子炉格納容器下部への注水による原子炉格納容器下部の蓄水状況を監視可能。	—
	ドライウェル水位	6	0.02m, 0.23m, 0.34m <sup>48</sup> (O.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	— <sup>46</sup>	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	—
④ 原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
⑩ 原子炉格納容器内放射線率	格納容器内放射線モニタ (D/W)	2	0~100vol%	0~1.9vol%	原子炉格納容器内の放射線率(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。 炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の放射線率が変動する可能性のある範囲(0~100vol%)を監視可能。	—
	格納容器内放射線モニタ (S/C)	2	0~100vol%	0~1.0vol%		—
	格納容器内雰囲気気水素濃度 <sup>42</sup>	2	0~30vol%	0~1.9vol%		—
	格納容器内雰囲気気水素濃度 <sup>42</sup>	2	0~100vol%	0~1.9vol%		—
⑩ 原子炉格納容器内放射線率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>-5</sup> Sv/h	10Sv/h未満 <sup>49</sup>	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>-5</sup> Sv/h	10Sv/h未満 <sup>49</sup>	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—

監視パラメータ  
関連個所を下線でして示す

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
① 未 臨界 の維持 又は 監視	起動領域モニタ*2	8	中性子源領域 $10^{-1}\text{cps}\sim 10^6\text{cps}$ ( $1\times 10^3\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim$ $1\times 10^6\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ ) 中間領域 0~40%又は0~125% ( $1\times 10^8\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim$ $2\times 10^{13}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約8倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	—	
	平均出力領域モニタ*2	6*10	0~125% ( $1.2\times 10^{12}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim$ $2.8\times 10^{14}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約8倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、真の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超える領域でも運転監視上影響はない。 また、重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプリトリップ機能等により中性子束は低下するた め、現状の計測範囲でも対応が可能。	—	
② 最 終 ヒート シンク の確保	サブレンジョンポンプル水温度*2				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
	残留熱除去系熱交換器入口温度				「②最終ヒートシンクの確保(残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却ポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	圧力抑制室水位*1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉炉水位(広帯域)*1						
	原子炉炉水位(燃料域)*1						
	原子炉炉水位(SA広帯域)*1						
	原子炉炉水位(SA燃料域)*1						
	原子炉圧力容器温度*1					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル圧力*1					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
圧力抑制室圧力*1							
ドライウエル温度*1					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
圧力抑制室内空気温度*1							
原子炉格納容器下部水位*1					「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
ドライウエル水位*1							



監視パラメータ  
 関連個所を下線にて示す

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
原子炉格納容器 フィルター ペント系	フィルター装置水位 (広帯域)	3	0～3, 650mm	-46	原子炉格納容器フィルター装置底部を計測範囲の零とし、フィルター装置機能維持のための上限水位及び下限水位を監視可能。	1
	フィルター装置入口圧力 (広帯域)	1	-0.1MPa～1MPa[gage]	-46	原子炉格納容器フィルター装置の最高使用圧力 (854kPa[gage]) を監視可能。	1
	フィルター装置出口圧力 (広帯域)	1	-0.1MPa～1MPa[gage]	-46	原子炉格納容器フィルター装置の最高使用圧力 (854kPa[gage]) を監視可能。	1
	フィルター装置水温度	3	0～200℃	-46	原子炉格納容器フィルター装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。	1
	フィルター装置出口放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> mSv/h～10 <sup>5</sup> mSv/h	-46	原子炉格納容器フィルター装置による原子炉格納容器ペント実施時に、想定されるフィルター装置出口の最大放射線量率 (1.9×10 <sup>5</sup> mSv/h) を監視可能。	-
	フィルター装置出口水素濃度	1	0～30vol%	-46	原子炉格納容器フィルター装置による原子炉格納容器ペント後に蒸気による漏洩を実施し、原子炉格納容器フィルター装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。	-
	ドライウェル圧力 <sup>*1</sup>	1	0～100vol%	-46		-
	圧力抑制室圧力 <sup>*1</sup>	1				
	格納容器内水素濃度 (D/W) <sup>*1</sup>					
	格納容器内水素濃度 (S/C) <sup>*1</sup>					
耐圧強化ペント系	耐圧強化ペント系放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> mSv/h～10 <sup>5</sup> mSv/h	-46	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ペント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率 (約2.0×10 <sup>-2</sup> mSv/h) を監視可能。	-
	残留熱除去系熱交換器入口温度 <sup>*2</sup>	2	0～300℃	最大値：186℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (186℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	最大値：186℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (186℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系ポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ (ただし、個数は2とする)。	
	原子炉補機冷却水系系統流量 <sup>*1</sup>	2	0～4,000m <sup>3</sup> /h	0～2,800m <sup>3</sup> /h	原子炉補機冷却水系のポンプ2台あたりの定格流量 (2,800m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 <sup>*1</sup>	2	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～950m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の最大流量 (950m <sup>3</sup> /h) を監視可能。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (サブレッシュヨンプール水冷却モード) の運転を行う場合に必要な流量 (382m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	原子炉圧力容器温度 <sup>*1</sup>				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	サブレッシュヨンプール水温度 <sup>*1</sup>				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	圧力抑制室水位 <sup>*1</sup>				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力 <sup>*1</sup>				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	

監視パラメータ  
 関連個所を下線にて示す

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑬ 格納 容器 バイ パス の 監 視	原子炉水位 (広帯域) *2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *2					
	原子炉水位 (SA広帯域) *2					
	原子炉水位 (SA燃料域) *2					
	原子炉圧力*2					
	原子炉圧力 (SA) *2					
	原子炉圧力容器温度*1					「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。
	ドライウエル温度*2					
	ドライウエル圧力*2					
	圧力抑制室圧力*1					
原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉圧力*1					「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉圧力 (SA) *1						

監視パラメータ  
 関連個所を下線で示す

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
	復水貯蔵タンク水位	1	0～3.200m <sup>3</sup>	0～3.173m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル(0～3.173m <sup>3</sup> )を監視可能。	1
	圧力抑制室水位				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	④ 高圧代替注水系ポンプ出口流量*1 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 ヘッドスプレイレイン洗浄流量)*1 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量)*1 直流動低圧注水系ポンプ出口流量*1 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉格納容器下部注水流量*1				「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	代替循環冷却系ポンプ出口流量*1				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量*1				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量*1				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
④ 水 原 の 確 保	高圧代替注水系ポンプ出口圧力*1 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力*1 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力*1 直流動低圧注水系ポンプ出口圧力*1 代替循環冷却系ポンプ出口圧力*1 残留熱除去系ポンプ出口圧力*1 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力*1 復水移送ポンプ出口圧力*1	1 1 1 1 1 3 1 1	0～15MPa [gauge] 0～15MPa [gauge] 0～12MPa [gauge] 0～2MPa [gauge] 0～4MPa [gauge] 0～4MPa [gauge] 0～5MPa [gauge] 0～1.5MPa [gauge]	④*6 最大値：11.8MPa [gauge] 最大値：10.8MPa [gauge] ④*6 ④*6 最大値：3.73MPa [gauge] 最大値：4.41MPa [gauge] ④*6	高圧代替注水系の運転時における高圧代替注水系ポンプの最高使用圧力(14.0MPa [gauge])を監視可能。 原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力(11.8MPa [gauge])を監視可能。 高圧炉心スプレイ系の運転時における高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(10.8MPa [gauge])を監視可能。 直流動低圧注水系ポンプの運転時における直流動低圧注水系ポンプの最高使用圧力(1.70MPa [gauge])を監視可能。 代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力(3.73MPa [gauge])を監視可能。 残留熱除去系の運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力(3.73MPa [gauge])を監視可能。 低圧炉心スプレイ系の運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(4.41MPa [gauge])を監視可能。 復水移送ポンプの運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力(1.37MPa [gauge])を監視可能。	1 1 1 1 1 3 1 1
	原子炉水位 (広帯域)*1 原子炉水位 (燃料域)*1 原子炉水位 (SA広帯域)*1 原子炉水位 (SA燃料域)*1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	

監視パラメータ  
 関連個所を下線で示す

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑭ 原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	7	0~10vol%	— <sup>*6</sup>	原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	—
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 <sup>*1</sup>	8 <sup>*11</sup>	0~500℃	— <sup>*6</sup>	静的触媒式水素再結合装置動作時に想定される温度範囲を監視可能。	—
⑯ 原子炉格納容器内酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0~30vol%	約4.3vol%	原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲(0~4.3vol%)を監視可能。	—
	格納容器内酸素濃度監視モニタ(D/W) <sup>*1</sup>	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。				
⑰ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内酸素濃度監視モニタ(S/C) <sup>*1</sup>	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウェル圧力 <sup>*1</sup> 圧力抑制室圧力 <sup>*1</sup>					
⑱ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) <sup>*2</sup>	1 <sup>*12</sup>	0~7,010mm <sup>*13</sup> (O.P.25920mm~32930mm)	— <sup>*6</sup>	変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	—
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) <sup>*2</sup>	1	0~150℃	— <sup>*6</sup>	変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。	—
	使用済燃料プール上溜空間放射線モニタ (高線量、低線量) <sup>*2</sup>	1 <sup>*14</sup>	0~120℃	最大値:65℃	変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	—
	使用済燃料プール監視カメラ <sup>*2</sup>	1	—	— <sup>*6</sup>	変動する可能性のある範囲(5.4×10 <sup>-2</sup> mSv/h~10 <sup>2</sup> mSv/h)にわたり放射線量率を監視可能。	—

\*1: 重要代替監視パラメータを示す。  
 \*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 \*3: 設計基準事故時に相定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。  
 \*4: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のごととする(ドライヤスカート底部付近)。  
 \*5: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする(有効燃料棒頂部付近)。  
 \*6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過熱化時を含む)に関する値なし。  
 \*7: 計測範囲の帯は、原子炉格納容器下部(圧力容器ベド下部)のごととする。  
 \*8: 計測範囲の帯は、ドライウェル床面(圧力容器ベド下部)のごととする。  
 \*9: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内酸素濃度放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 \*10: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。  
 \*11: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。  
 \*12: 検出点15箇所。  
 \*13: 計測範囲の帯は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のごととする。  
 \*14: 検出点2箇所。

保安規定第66条

表66-13「計装設備」

66-13-4「パラメータ記録」

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+追補(系統図)

66-13-4 パラメータ記録<sup>①</sup>

(1) 運転上の制限

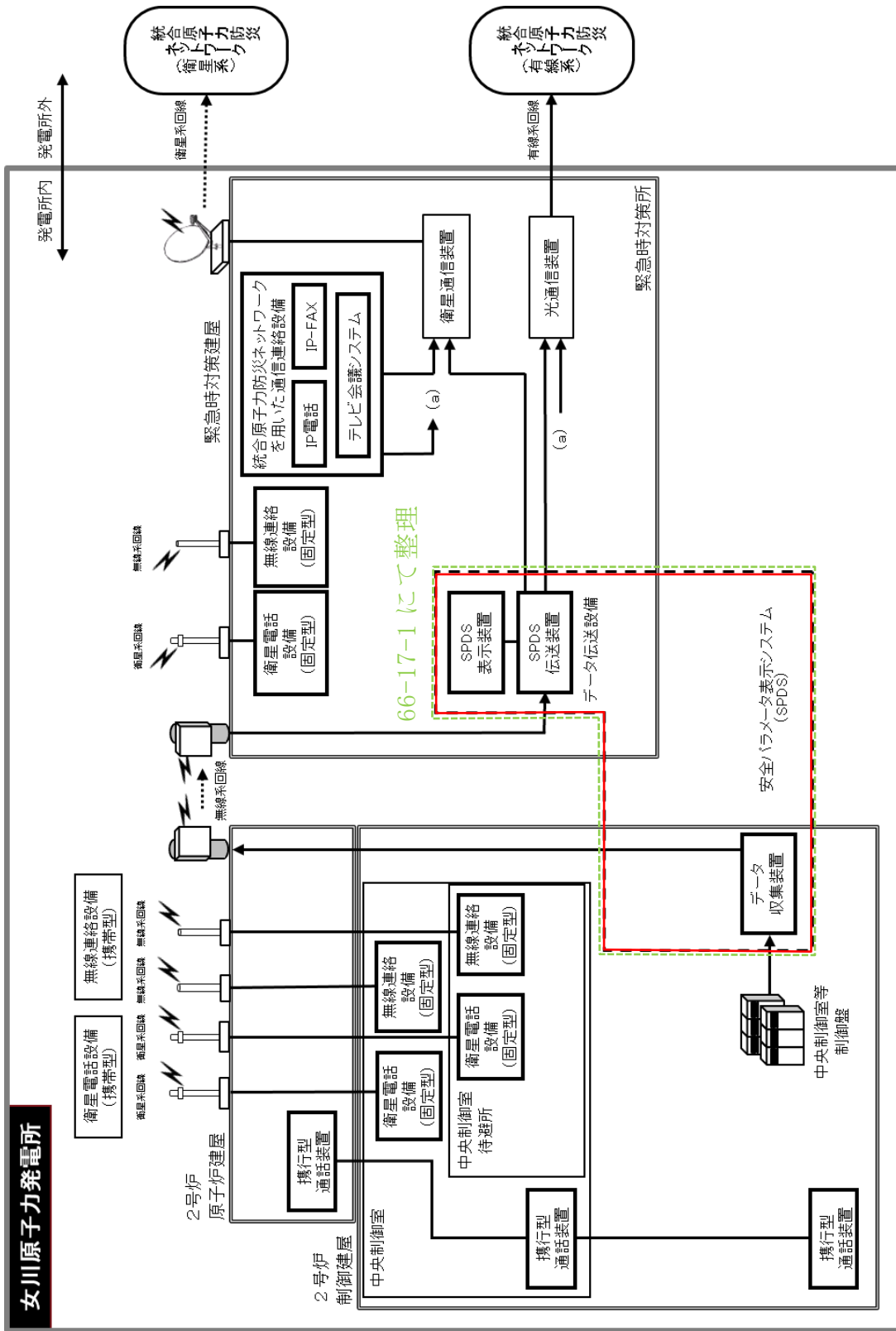
項目 <sup>②</sup>	運転上の制限 <sup>③</sup>
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム (SPDS) が動作可能であること

適用される原子炉の状態 <sup>④</sup>	設備 <sup>⑤</sup>	所要数 <sup>⑥</sup>
運転	データ収集装置	※1
起動	安全パラメータ表示システム (SPDS)	※1
高温停止	SPDS伝送装置	※1
低温停止	SPDS表示装置	※1
燃料交換		

※1：「66-17-1 通信連絡設備」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) 第五十八条 (1. 15) が該当する。
- ② 運転上の制限対象とする系統・機器 (添付一1)
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、常設重大事故等対処設備である安全パラメータ表示システム (SPDS) 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) 第五十八条 (1. 15)  
「計装設備 (事故時の計装に関する手順等)」として、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける (手順等を定める) こと。
- ④ 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、重大事故等に対処するために監視することが必要となる重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータの記録に必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間および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 本表について、すべての設備を他表にて運転上の制限等を定めており、確認事項及び要求される措置についても他表にて記載していることから、運転上の制限 (項目・運転上の制限・適用される原子炉の状態) のみを記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

66-13-4 の範囲  
赤枠にて示す



第 10.12-1 図 通信連絡設備系統概要図



保安規定第66条

表66-14「運転員が中央制御室にとどまるための設備」

66-14-1「中央制御室の居住性確保」

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)

表6.6-1.4 運転員が中央制御室にとどまるための設備

6.6-1.4-1 中央制御室の居住性確保①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
被ばく低減設備	(1) 中央制御室換気空調系が動作可能であること※1 (2) 中央制御室待避所加圧設備 (空気ポンプ) が動作可能であること※2 (3) データ表示装置 (待避所), 差圧計 (中央制御室待避所用), 酸素濃度計 (中央制御室用) および二酸化炭素濃度計 (中央制御室用) の所要数が動作可能であること
その他設備	可搬型照明 (SA) 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	中央制御室送風機	1台
起動	中央制御室排風機	1台
高温停止	中央制御室再循環送風機	1台
炉心変更時※4	中央制御室再循環フィルタ装置	1基
または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	中央制御室待避所加圧設備 (空気ポンプ) データ表示装置 (待避所) 酸素濃度計 (中央制御室用) 二酸化炭素濃度計 (中央制御室用) 差圧計 (中央制御室待避所用) 可搬型照明 (SA)	40本 1台 2個 2個 1台 6個
運転	衛星電話設備 (固定型)	※5
起動	無線連絡設備 (固定型)	※5
高温停止	常設代替交流電源設備	※6
低温停止		
燃料交換		

※1：隔離に必要なバウンダリ※3，ダクトおよびダンパを含む。また，当該系統が動作不能時は，「第5.6条 中央制御室非常用換気空調系」の運転上の制限も確認する。  
 ※2：正圧化に必要なバウンダリ※3，弁および配管を含む。  
 ※3：バウンダリの一時的な開放については，速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されなければ，運転上の制限を満足していないとはみなさない。  
 ※4：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。  
 ※5：「6.6-1.7-1 通信連絡設備」において運転上の制限等を定める。

① 設置許可規程規則 (技術的能力審査基準) 第五十九条 (1. 16) 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，中央制御室換気空調系が動作可能であること，中央制御室待避所加圧設備 (空気ポンプ) が動作可能であること，並びにデータ表示装置 (待避所) 等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))  
 また，資機材搬入に伴うハッチ，扉等の一時的なバウンダリの開放については，要員を配置する等速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十九条 (1. 16)  
 「運転員がとどまるための設備 (手順等)」として，重大事故が発生した場合においても (重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)) が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。) 運転員がとどまるために必要な設備を設置する (手順等を定める) こと。

なお，通信連絡に係わる設備は，6.6-1.7-1 (通信連絡設備) にて整理する。

④ 中央制御室換気空調系，中央制御室待避所加圧設備 (空気ポンプ)，その他正圧化時の監視計器や中央制御室待避所に配備する設備については，重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備 (被ばく評価において期待している設備) である。運転停止中/使用済燃料プールの有効性評価にて，炉心損傷又は使用済燃料プールの燃料損傷に至ることがないことを示しているように，冷温停止中は被ばくの原因となる大量の放射線物質放出を伴う事象が発生する可能性は低い中央制御室換気空調系バウンダリと中央制御室待避所正圧化バウンダリは同バウンダリであることから保安規定第5.6条 (中央制御室非常用換気空調系) と同じ適用される原子炉の状態「運転，起動，高温停止及び炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時」とする。

可搬型照明 (SA) は，重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備 (被ばく評価において期待している設備以外) であり，中央制御室照明が機能喪失した際に必要となることから，適用される原子炉の状態は「運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換」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 中央制御室換気空調系は，1N要求設備であり，中央制御室の居住性を確保するために必要な台数として，中央制御室送風機1台，中央制御室排風機1台，中央制御室再循環送風機1台及び中央制御室再循環フィルタ装置1基を所要数とする。

中央制御室待避所加圧設備 (空気ポンプ) は，中央制御室待避所の居住性を確保するために必要な容量として，40本を所要数とする。

データ表示装置 (待避所) は，中央制御室待避所に待避中の運転員がプラントパラメータの監視を行うために必要な台数として，1台を所要数とする。

酸素濃度計 (中央制御室用)，二酸化炭素濃度計 (中央制御室用) は，中央制御室及び

保安規定 第66条 条文	記載の説明		備考																							
<p>※6：「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>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="611 1576 1583 2754"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 中央制御室換気空調系の性能確認を実施する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>原子炉課長</td> </tr> <tr> <td>2. 中央制御室再循環フィルタ装置の性能確認を実施する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>放射線管理課長</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室換気空調系を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室排風機出口ダンプ、中央制御室外気取入ダンプ、中央制御室少量外気取入ダンプおよび中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンプが動作可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、所要数の中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>6. 可搬型照明（SA）の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>7. 差圧計（中央制御室待避所用）の計器校正を実施する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>計測制御課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目⑦	頻度	担当	1. 中央制御室換気空調系の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉課長	2. 中央制御室再循環フィルタ装置の性能確認を実施する。	定事検停止時	放射線管理課長	3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室換気空調系を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室排風機出口ダンプ、中央制御室外気取入ダンプ、中央制御室少量外気取入ダンプおよび中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンプが動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、所要数の中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長	6. 可搬型照明（SA）の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長	7. 差圧計（中央制御室待避所用）の計器校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長	<p>記載の説明</p> <p>中央制御室待避所内の居住環境を測定するため中央制御室及び中央制御室待避所にそれぞれ1個の2個を所要数とする。</p> <p>差圧計（中央制御室待避所用）は、中央制御室待避所と中央制御室との間の正圧化に必要な差圧を測定するために必要となる1個を所要数とする。</p> <p>可搬型証明（SA）は、運転員が中央制御室又は中央制御室待避所内で監視等に必要な照度を確保するために必要な台数として、6個を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2）</p>	
項目⑦	頻度	担当																								
1. 中央制御室換気空調系の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉課長																								
2. 中央制御室再循環フィルタ装置の性能確認を実施する。	定事検停止時	放射線管理課長																								
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室換気空調系を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																								
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室排風機出口ダンプ、中央制御室外気取入ダンプ、中央制御室少量外気取入ダンプおよび中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンプが動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																								
5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、所要数の中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長																								
6. 可搬型照明（SA）の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長																								
7. 差圧計（中央制御室待避所用）の計器校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長																								
	<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2）</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目1, 2, 7, 10が該当。 定事検停止時（又は1年に1回）に性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目3, 4, 5, 6, 8, 9, 11が該当。 項目5, 6, 9については、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故対処設備のサーベイ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3, 4, 8, 11の頻度については、設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。</p> <p>中央制御室再循環フィルタ装置については、中央制御室換気空調系の動作確認に合わせてフィルタ差圧を確認することで性能を満足していると判断する。</p>																									

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

項目⑦	頻度	担当
8. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、差圧計（中央制御室待避所用）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	発電課長
9. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長
10. 酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の計器校正を実施する。	1年に1回	計測制御課長
11. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ※7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、データ表示装置（待避所）の伝送確認を実施する。	1ヶ月に1回	発電課長

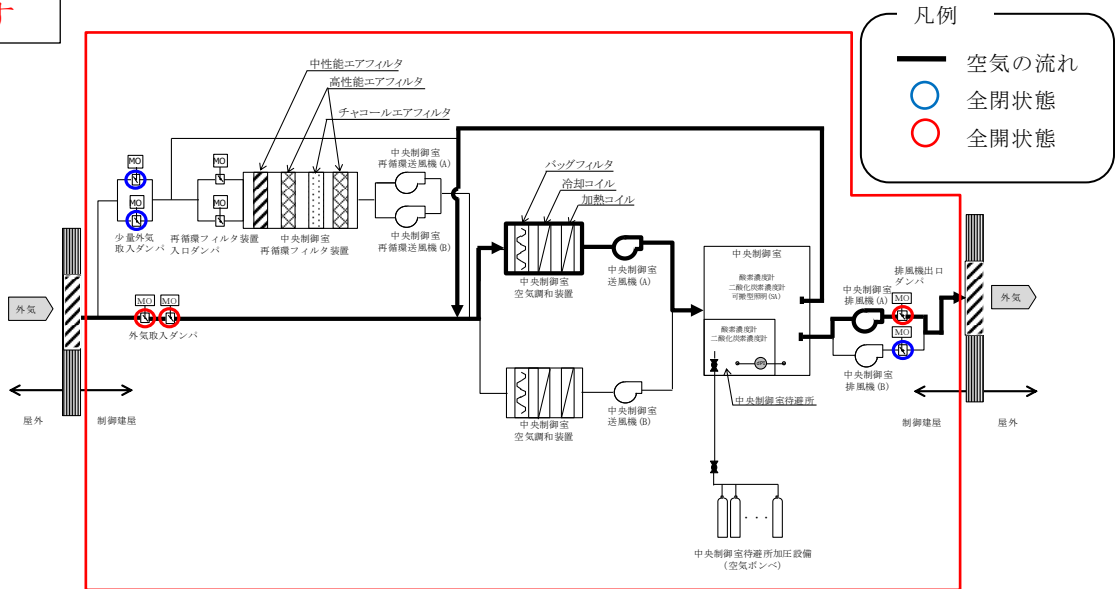
※7：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

保安規定 第6.6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. 中央制御室換気空調系が動作不能の場合	A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> とともに、その他の設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 中央制御室換気空調系空調機等は、1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合又は所要数を満足しない場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))</p> <p><b>【運転、起動及び高温停止】</b></p> <p>A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。原子炉格納容器フィルタベント系とともに使用する設備であることから、それらと同様に、残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サブレーションプール水冷却モード)(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。)を設定する。</p> <p>A2. 当該システムを動作可能な状態へ復旧する。完了時間は保安規定第5.6条(中央制御室非常用換気空調系)の2系列が動作不能の場合のAOTが10日間であることから「10日間」とする。</p> <p>B1. A1. 同様。</p> <p>B2. 当該システムの機能を補完する代替措置(ポンベの補充等)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。</p> <p>B3. 当該システムを動作可能な状態へ復旧する。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。</p> <p>C1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、緊急時対策所に係るその他の設備と同様に、「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し、「10日間」とする。</p> <p>C2. 当該設備の機能を補完する代替措置(表示装置又は記録要員の確保もしくは計測機器又は可搬型照明の補充等)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、緊急時対策所に係るその他の設備と同様に、「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」とする。</p> <p>D1., D2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
	B. 中央制御室待避所加圧設備(空気ポンベ)が動作不能の場合	B1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> とともに、その他の設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する。 および B2. 防災課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B3. 防災課長は、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	
	C. 動作可能なデータ表示装置(待避所)、差圧計(中央制御室待避所用)、酸素濃度計(中央制御室用)、二酸化炭素濃度計(中央制御室用)または可搬型照明(SA)が所要数を満足していない場合	C1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 防災課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※11</sup> 。	10日間  10日間	
	D. 条件A, BまたはCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 発電課長は、高温停止にする。 および D2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間  36時間	

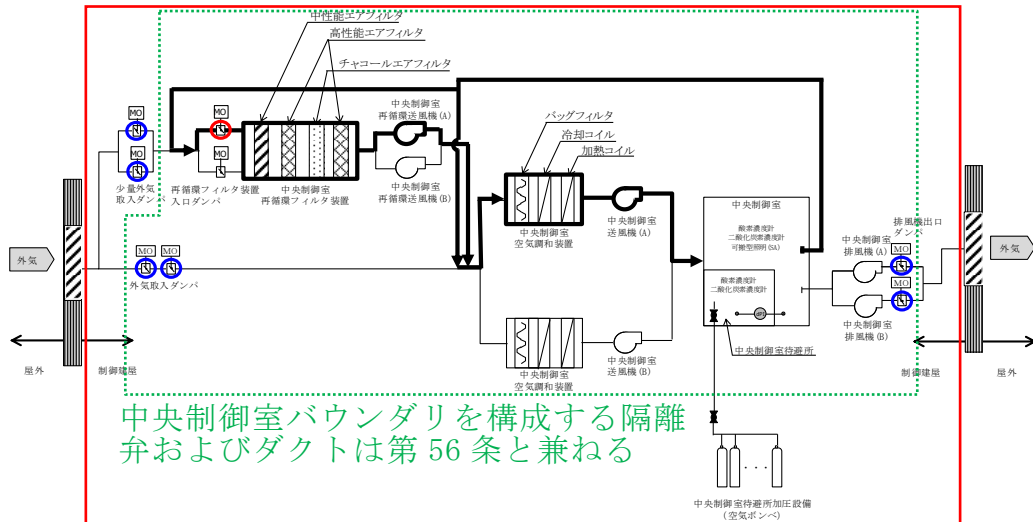


保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な可搬型照明(SA)が所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	<p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるC2.と同様。ただし、代替措置とは、可搬型照明の補充等をいう。また、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>【炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時】</p> <p>A1., A2. 保安規定第56条（中央制御室非常用換気空調系）と同様の設定とする。</p>
炉心変更時 <sup>※12</sup> または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 <sup>※12</sup> または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 発電課長は、炉心変更を中止する。 および A2. 発電課長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	
<p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※9：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：代替品の補充等をいう。</p> <p>※11：10日以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。</p> <p>※12：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>				

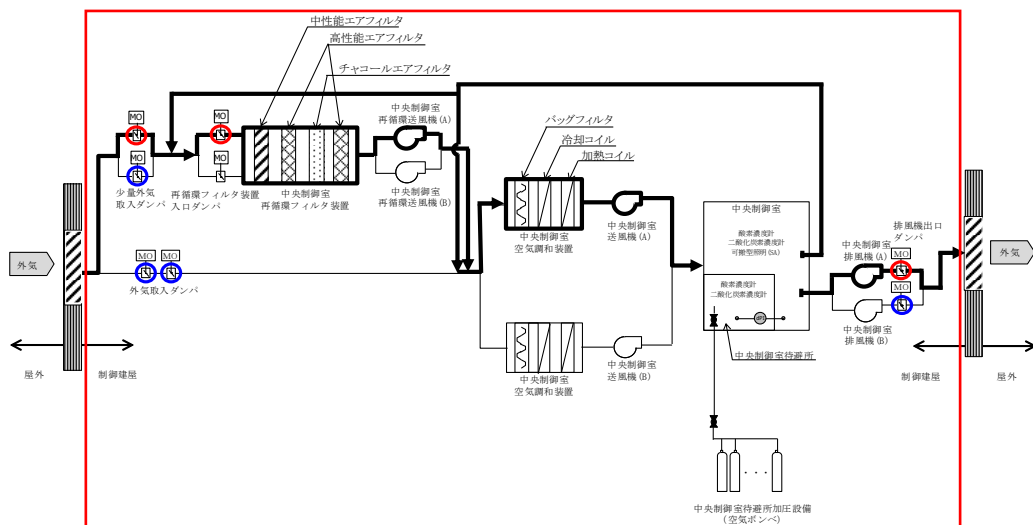
66-14-1 の範囲  
赤枠にて示す



通常運転



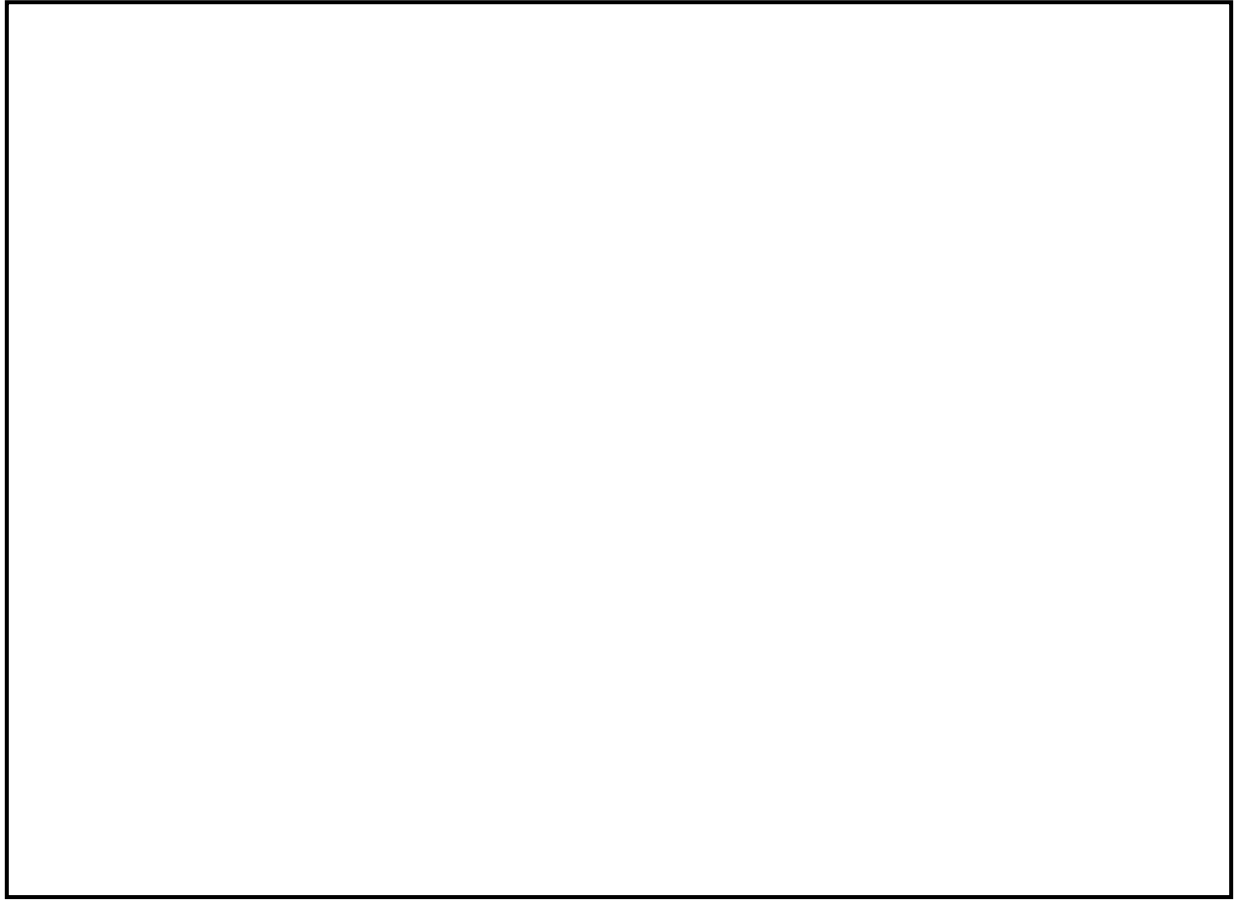
事故時運転モード



事故時運転モード（少量外気取入）

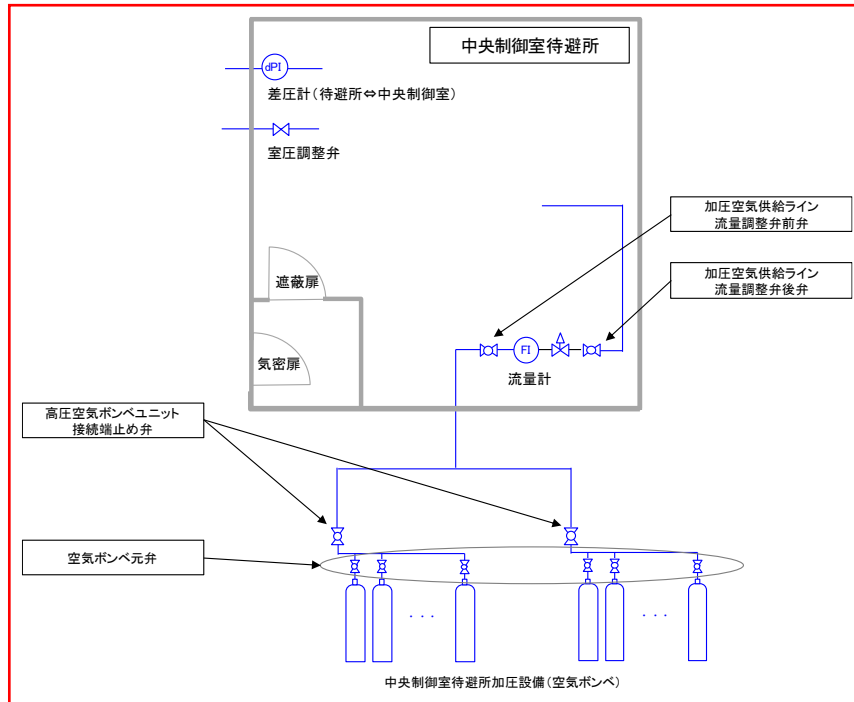
第 1.16-1 図 中央制御室換気空調系概要図（A系運転時）





第 1.16-6 図 中央制御室待避所正圧化バウンダリ構成図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



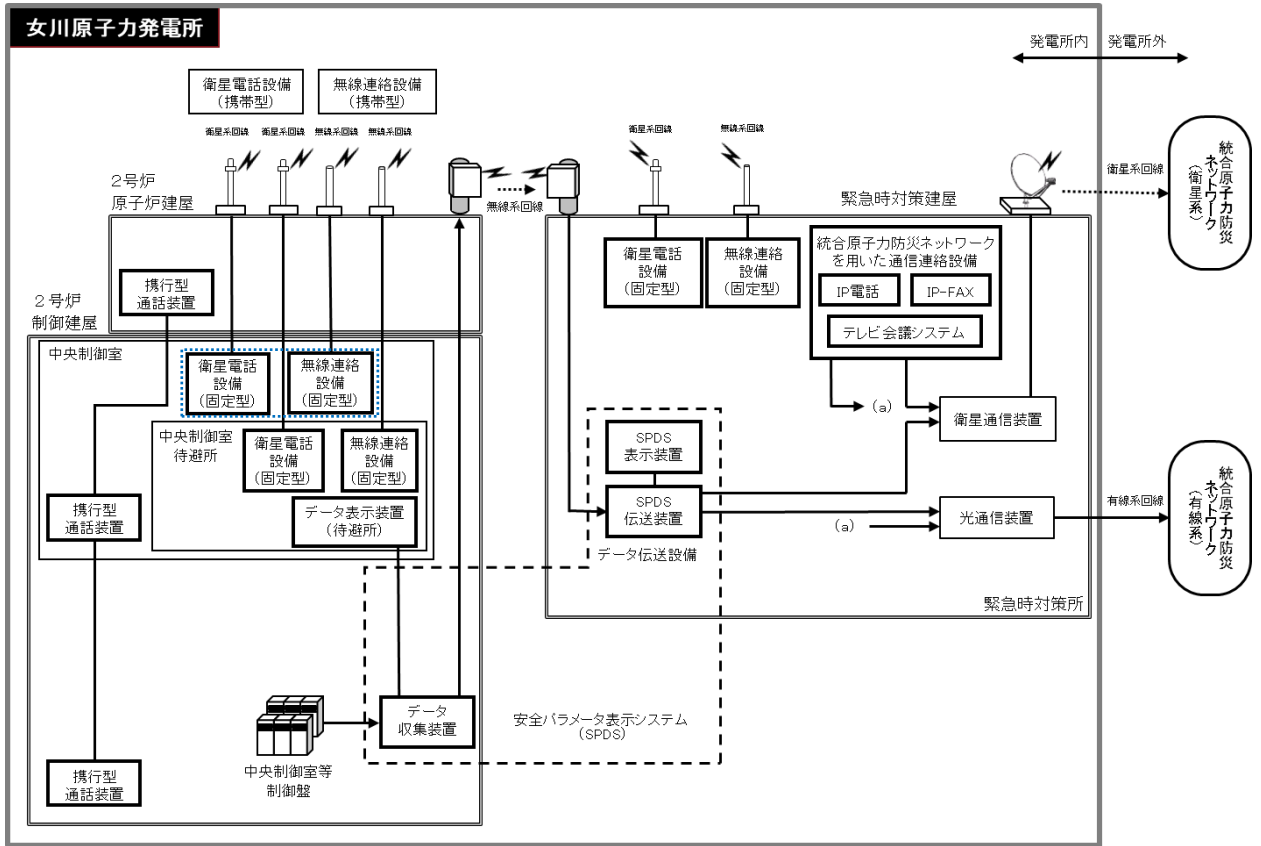
第 1.16-7 図 中央制御室待避所加圧設備概要図

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			
全交流動力電源喪失時に非常用照明が使用できない場合												操作手順		
10分														
中央制御室の照明を確保する手順	運転員 (中央制御室) A	1	可搬型照明 (SA) の設置・点灯操作 <sup>※1</sup>										②	

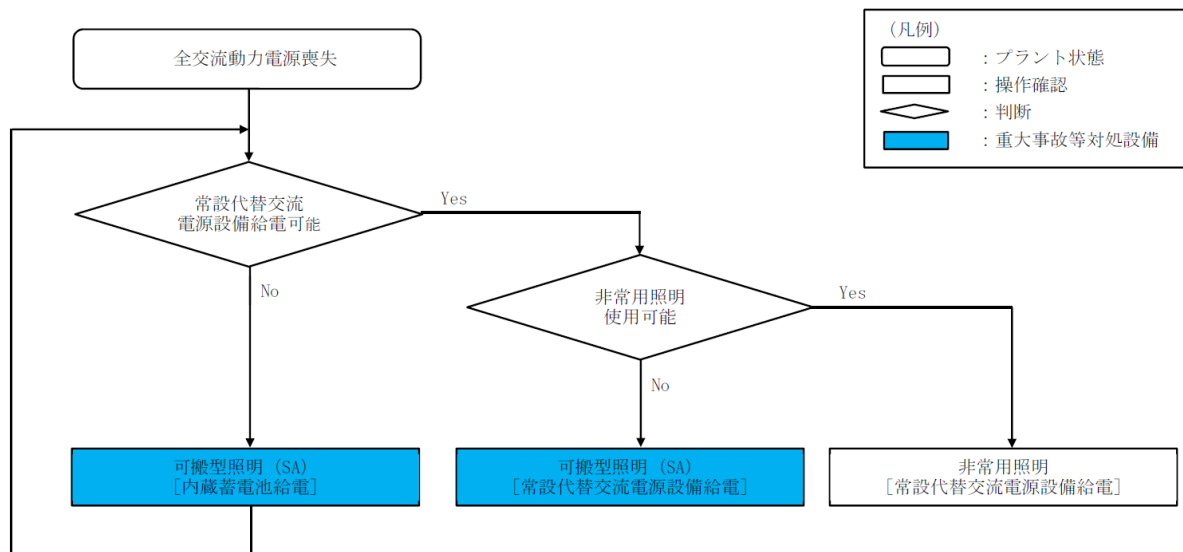
※1: 設備の設置時間に余裕を見込んだ時間

第 1.16-8 図 中央制御室の照明を確保する手順タイムチャート

66-17-1にて整理



第 1.16-9 図 データ表示装置（待避所）に関するデータ伝送の概要図



第 1.16-10 図 対応手段選択フローチャート

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

#### 6.10.2.2.2 悪影響防止

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

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は，制御建屋と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室送風機，中央制御室排風機，中央制御室再循環送風機，中央制御室再循環フィルタ装置及び非常用ガス処理系排風機は，設計基準事故対処設備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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，他の設備から独立して使用が可能なことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ），データ表示装置（待避所）及び差圧計は，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型照明（SA）は，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，他の設備から独立して使用が可能なことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用ガス処理系は，設計基準事故対処設備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。

#### 6.10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）は、想定される重大事故等時に  
おいて中央制御室待避所の居住性を確保するため、中央制御室待避所を正圧  
化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央  
制御室待避所内への外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有す  
るものを1セット40本使用する。保有数は、1セット40本に加えて、加圧  
時間の余裕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40本を加えた合計80本を保管する。

差圧計は、中央制御室待避所の正圧化された室内と中央制御室との差圧の  
監視が可能な計測範囲を有する設計とする。

データ表示装置（待避所）は、中央制御室待避所に待避中の運転員が、発  
電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの伝送及  
び表示が可能な設計とする。

可搬型照明（SA）は、想定される重大事故等時に、運転員が中央制御室  
内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを5個及び中  
央制御室待避所内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するも  
のを1個使用する。保有数は、中央制御室用として1セット5個、中央制御  
室待避所用として1セット1個、保守点検は目視点検であり、保守点検中  
でも使用が可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ  
用として1個の合計7個を中央制御室内に保管する設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避所  
内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内にあることの測  
定が可能なものを、それぞれ1個を1セットとし、中央制御室用として1セ  
ット、中央制御室待避所用として1セットの合計2セットを使用する。保有  
数は、重大事故等時に必要な2セットに加えて故障時及び保守点検時による  
待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計3セットを保管す

る設計とする。

中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、設計基準事故対処設備の中央制御室換気空調系と兼用しており、運転員を過度の被ばくから防護するための中央制御室内の換気に必要な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。

中央制御室再循環フィルタ装置は、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、想定される重大事故等時においても、中央制御室の運転員を過度の被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力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。

非常用ガス処理系排風機は、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒を通して排気口から放出するために必要な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。

#### 6.10.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置及びデータ表示装置（待避所）は、制御建屋内に設置し、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。

差圧計は、中央制御室待避所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）は、制御建屋内に設置し、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。

設備仕様  
関連個所を赤枠にて示す

## 第 6.10-2 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様

## (1) 居住性を確保するための設備

## a. 中央制御室遮蔽

第 8.3-1 表 遮蔽設備の主要仕様に記載する。

## b. 中央制御室待避所遮蔽

第 8.3-2 表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

## c. 中央制御室換気空調系

## (a) 中央制御室送風機

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

## (b) 中央制御室排風機

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

## (c) 中央制御室再循環送風機

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

## (d) 中央制御室再循環フィルタ装置

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

## d. 無線連絡設備（固定型）

第 10.12-2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。



## e. 衛星電話設備（固定型）

第 10.12-2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

## f. データ表示装置（待避所）

個 数	1
-----	---

## g. 差圧計

第 8.2-2 表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

## (2) 中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備

## a. 非常用ガス処理系

## (a) 非常用ガス処理系排風機

第 9.1-4 表 非常用ガス処理系主要仕様に記載する。

## b. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置

個 数	1
-----	---

## 第 6.10-3 表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備の主要機器仕様

## (1) 居住性を確保するための設備

## a. 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）

第 8.2-3 表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

## b. 可搬型照明（S A）

個 数	6（予備 1）
-----	---------

## c. 酸素濃度計

個 数	2（予備 1）
-----	---------

## d. 二酸化炭素濃度計

個 数	2（予備 1）
-----	---------

## 第 8.2-1 表 換気空調設備の主要機器仕様

## (1) 原子炉建屋原子炉棟換気空調系

## a. 原子炉棟送風機

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 85,500m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)

## b. 原子炉棟排風機

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 85,500m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)

## (2) タービン建屋換気空調系

## a. タービン建屋送風機

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 170,500m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)

## b. タービン建屋排風機

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 170,500m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)

## (3) 中央制御室換気空調系

## a. 中央制御室送風機

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 80,000m <sup>3</sup> /h

## b. 中央制御室排風機

台数	1 (予備1)
容量	約 5,000m <sup>3</sup> /h

## c. 中央制御室再循環送風機

台数	1 (予備1)
容量	約 8,000m <sup>3</sup> /h

## d. 中央制御室再循環フィルタ装置

基数	1
処理容量	約 8,000m <sup>3</sup> /h
チャコールエアフィルタヘッド厚さ	約 5 cm
粒子除去効率	99.9%以上 (直径 0.5 μm 以上の粒子)
系統よう素除去効率	90%以上 (相対湿度70%以下において)

## (4) 原子炉建屋廃棄物処理区域換気空調系

## a. 廃棄物処理区域送風機

台数	1 (予備1)
容量	約 106,000m <sup>3</sup> /h

## b. 廃棄物処理区域排風機

台数	1 (予備1)
容量	約 106,000m <sup>3</sup> /h

## (5) 焼却炉建屋換気空調系

## a. 焼却炉建屋給気ファン

台 数	2
容 量	約 39,000m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)

## b. 焼却炉建屋排気ファン

台 数	2
容 量	約 39,000m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)

## (6) サイトバンカ建屋換気空調系

## a. サイトバンカ建屋送風機

台 数	2
容 量	約 40,000m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)

## b. サイトバンカ建屋排風機

台 数	2
容 量	約 40,000m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)

## 第 8.2-2 表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様

## (1) 中央制御室換気空調系

## a. 中央制御室送風機

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

## b. 中央制御室排風機

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

## c. 中央制御室再循環送風機

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

## d. 中央制御室再循環フィルタ装置

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

## (2) 中央制御室待避所

## a. 差圧計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

台 数	1
測定範囲	0～200Pa

第 8.2-3 表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様

## (1) 中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

本数	40（予備 40）
容量	約 47L（1 本当たり）
充填圧力	約 19.6MPa [gage]

## (2) 緊急時対策所加圧設備

## a. 緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

本数	415（予備 125）
容量	約 47L（1 本当たり）
充填圧力	約 19.6MPa [gage]



第 8.3-1 表 遮蔽設備の主要仕様

## (1) 原子炉一次遮蔽

原子炉遮蔽壁	厚 さ	約 0.6m
	材 料	モルタル及び鋼板
生体遮蔽壁	厚 さ	約 1.9m
	材 料	コンクリート

## (2) 原子炉二次遮蔽

原子炉建屋原子炉棟側壁	厚 さ	約 0.2m～1.8m
	材 料	コンクリート

## (3) 燃料取扱遮蔽

水 深	
原子炉ウェル	約 7 m
使用済燃料プール	約 11.5m
水 質	純水

## (4) 中央制御室遮蔽

厚 さ	<input type="text"/> mm 以上
材 料	普通コンクリート

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 8.3-2 表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様

## (1) 中央制御室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）

厚 さ  mm 以上

材 料 普通コンクリート

## (2) 中央制御室待避所遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（重大事故等時）

厚 さ  mm 以上

材 料 普通コンクリート

## (3) 緊急時対策所遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

厚 さ  mm 以上

材 料 普通コンクリート

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定第66条

表66-14「運転員が中央制御室にとどまるための設備」

66-14-2「原子炉建屋ブローアウトパネルおよび閉止装置」

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) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (所要数)

(2) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設計方針)

66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネルおよび閉止装置①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
原子炉建屋ブローアウトパネルおよび閉止装置※1	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置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	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	24台

※1：「原子炉建屋ブローアウトパネルおよび閉止装置」のうち原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能は、「第49条 原子炉建屋」で確認する。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十九条（1. 16）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器

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、常設重大事故等対処設備である原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全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）第五十九条（1. 16）  
 「運転員がとどまるための設備（手順等）」として、重大事故が発生した場合においても（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）運転員がとどまるために必要な設備を設置する（手順等を定める）こと。

④ 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態で、炉心が著しく損傷した場合に開口部を閉止し、原子炉制御室の居住性を確保するための設備であることから、炉心の著しい損傷が発生する原子炉の状態を機能維持期間とし、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 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋に24台設置されており、24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-1）

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉課長
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

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

a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）

項目1が該当。

定事検停止時に性能確認を実施する。

b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）

項目2が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回、閉動作することを確認する。

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作不能の場合	A1. 発電課長は、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。 および A2. 発電課長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A3. 発電課長は、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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

※2：手動操作等による閉止手段の確認をいう。

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。  
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として記載する。

⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更可係る基本方針4.3(2),(3))  
A1. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放してしまつた時に、原子炉制御室の居住性を確保するために、開口部を閉止する対策である。閉止装置の機能が健全でない場合には、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が健全であることを“速やかに”確認する。

A2. 原子炉建屋ブローアウトパネルが開放してしまつた場合に備え、代替措置(代替閉止手段の確認)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。

A3. 動作不能となつた、当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

所要数  
 関連個所を赤線にて示す

表 7-2 BOP 閉止装置の構造計画 (1/2)

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
<u>BOP 閉止装置</u>	BOP 閉止装置は、扉、 門、丁番、 枠板及び 扉を駆動 する駆動 部から構 成される。 また、閉止 後におい ては、枠板 側に設置 されてい るパッキ ンに扉を 機械的に 押し付け ることに よって、気 密性を保 持する。	BOP 閉止装置は、原 子炉建屋原子炉棟 に剛構造である装 置取付架台を介し て1式(24台)設 置しており、枠板 は、据付ボルトに より装置取付架台 に固定される。 扉開状態及び扉閉 状態では、門部は 門ブラケットに門 ピンを挿入するこ とで拘束され、丁 番部は丁番軸を支 持する丁番ブロッ クによって拘束さ れる。扉はそれら の部材を介して枠 板に支持される。	
主要寸法	扉 <input type="text"/>		
材 料	扉 <input type="text"/>		
個 数	<u>1式(24台)</u>		
作動方式	電動(手動)		
取付箇所	原子炉建屋原子炉棟地上3階		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

02 ㊦ VI-1-1-6-別添4 R10

設計方針  
 関連個所を赤線にて示す

O 2 ⑥ VI-1-1-6-別添4 R10

## 1. 概要

添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」(以下「VI-1-1-6」という。)にて、ブローアウトパネル関連設備が使用される条件の下における健全性について、必要な機能に対しての設計方針を示している。

本資料は、VI-1-1-6にて設定しているブローアウトパネル関連設備に係る設計方針を整理した上で、各設計方針に対して、ブローアウトパネル関連設備の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計等について説明するものである。

## 2. 設備分類

ブローアウトパネル関連設備は、以下のとおり、原子炉建屋ブローアウトパネル(以下「原子炉建屋 BOP」という。)及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置(以下「BOP 閉止装置」という。)に分類する。

原子炉建屋 BOP は、通常運転中は原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリを構成する。また、重大事故等時に、原子炉建屋 BOP が開放し、原子炉建屋 BOP 開口部を閉止する必要がある場合には、原子炉建屋 BOP の内側に設置された BOP 閉止装置により閉止することで二次格納施設のバウンダリを構成する。

### (1) 原子炉建屋 BOP

原子炉建屋 BOP は、原子炉建屋原子炉棟外壁(地上3階部分)に配置され、差圧により開放するパネル本体部、パネルを建屋外壁内に設置する枠部及び差圧により変形する止め板より構成される設備である。

### (2) BOP 閉止装置

BOP 閉止装置は、扉、扉枠、扉を駆動する電動機、扉を開状態又は閉状態で固定する門等から構成されており、通常運転中は、扉は開放した状態であり、原子炉建屋 BOP が開放された状態で炉心損傷した場合において、門及び扉を電動機又は手動により動作させ、原子炉建屋 BOP 開口部を閉止する設備である。

扉は、地震による扉閉方向の移動を制限するために、常時門により固定している。このため、開放状態にある扉の閉止操作は、門による扉固定の解除、扉の移動、門による扉閉状態での扉固定の一連の動作を、中央制御室からの遠隔操作により実施する。

## 3. ブローアウトパネル関連設備の要求機能

ブローアウトパネル及びその関連設備(BOP 閉止装置)について、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。)上の主な要求事項を以下に整理した。

### (1) 原子炉建屋 BOP の要求事項

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備である原子炉建屋 BOP は、主蒸気管破断及びインターフェイスシステム LOCA を想定した場合に、放出蒸気による圧力等から原子炉建屋等を



防護することを目的に設置されている。

このため、原子炉建屋の内外差圧（設計差圧 4.4kPa 以下）により自動的に開放する機能が必要となる。なお、この機能は、基準地震動  $S_s$  により損なわないようにする必要がある。

また、原子炉建屋 BOP は、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であり、このため、原子炉建屋 BOP は、原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1・補-1984）に基づき、弾性設計用地震動  $S_d$  で開放しない設計とする必要がある。

なお、設計竜巻や弾性設計用地震動  $S_d$  を超える地震により開放し、安全上支障のない期間内に復旧できない場合には、安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行、停止中は使用済燃料に関連する作業の停止）することを保安規定に定め対応する。

#### (2) BOP 閉止装置の要求事項

重大事故等対処設備である BOP 閉止装置は、重大事故等時に、中央制御室の居住性を確保するために原子炉建屋原子炉棟に設置された原子炉建屋 BOP 開口部を閉止する必要がある場合、この開口部を容易かつ確実に閉止操作することを目的に設置されている。

このため、容易かつ確実に閉止操作する機能が必要であり、閉止後は、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとして原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できることが必要である。なお、扉閉状態（待機状態）では、作動性及び扉閉止後の原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できるようにする必要がある。また、BOP 閉止装置は、重大事故等対処設備であることから、これらの機能は、基準地震動  $S_s$  により損なわないようにする必要がある。

なお、BOP 閉止装置は現場において人力による操作が可能なものとする必要がある。

#### 4. 設計の基本方針

ブローアウトパネル関連設備の要求事項及び考慮すべき要因である自然現象、人為事象、溢水及び火災に対する設計方針について以下に示す。

##### (1) 原子炉建屋 BOP

原子炉建屋 BOP は、主蒸気管破断及びインターフェイスシステム LOCA を想定した場合の放出蒸気により、原子炉建屋原子炉棟の圧力が上昇した場合において、外気との差圧（設計差圧 4.4kPa 以下）により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟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とともに、この機能は、基準地震動  $S_s$  により損なわれない設計とする。

原子炉建屋 BOP は、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるため、弾性設計用地震動  $S_d$  による地震荷重で開放しない設計とする。

また、原子炉建屋 BOP は、考慮すべき自然現象等を考慮した設計とするとともに、開放時に他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。

保安規定第66条

表66-15「監視測定設備」

66-15-1「監視測定設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限に関する所要数, 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)

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考	
表66-1-5 監視測定設備		<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十条（1. 17）が該当する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、監視測定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"> <li>・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十条（1. 17） 「監視測定設備（手順等）」として、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定し、その結果を記録できる設備を設ける（手順等を定める）こと。</li> </ul> <p>④ 監視測定設備は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺において、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量等の監視・測定・記録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、冷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））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 監視測定設備は1N要求の可搬型重大事故等対処設備であることから、監視に必要な数を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-1）</p>		
66-1-5-1 監視測定設備①				
(1) 運転上の制限				
項目②	運転上の制限③			
監視測定設備	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 冷温停止 燃料交換	γ線サーベイメータ		2台	
	β線サーベイメータ		2台	
	α線サーベイメータ		1台	
	電離箱サーベイメータ		2台	
	可搬型ダスト・よう素サンブラ	2台		
	可搬型モニタリングポスト※1	9台		
	常設代替交流電源設備	※2		
	代替気象観測設備※1	1台		
	小型船舶	1艇		
※1：データ処理装置を含む。 ※2：「66-1-2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。				

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(2) 確認事項			<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)</p> <p>項目 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき1年に1回, 性能確認を実施する。</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 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15が該当。 項目 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14については, 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき, 3ヶ月に1回, 電源を入れ指示値に異常が無いこと等により動作可能であることを確認する。 項目 15の小型船舶については, 3ヶ月に1回の外観点検等により, 必要な機能を満足していることを確認する。</p>	
項目⑦	頻度	担当		
1. 所要数のγ線サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長		
2. 所要数のβ線サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長		
3. 所要数のα線サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長		
4. 所要数の電離箱サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長		
5. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長		
6. 所要数の可搬型モニタリングポストの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長		
7. 所要数の代替気象観測設備の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長		
8. 所要数のγ線サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長		
9. 所要数のβ線サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長		
10. 所要数のα線サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長		
11. 所要数の電離箱サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長		
12. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長		
13. 所要数の可搬型モニタリングポストが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長		
14. 所要数の代替気象観測設備が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長		
15. 所要数の小型船舶が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長		



所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

代替気象観測設備は、屋外の気象観測設備と離れた第2保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

#### 8.1.2.2.2 悪影響防止

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

可搬型モニタリングポスト，可搬型放射線計測装置，小型船舶及び代替気象観測設備は，他の設備から独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 8.1.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射線計測装置は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

なお，可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射線計測装置の測定上限値は，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」等に定める測定上限値を踏まえ設定する。

可搬型モニタリングポストの保有数は，モニタリングポストの機能喪失時の代替としての6台，発電所海側での監視・測定のための2台，緊急時対策所の加圧判断用としての1台と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2台を保管する。

可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ， $\gamma$ 線サーベイメータ， $\beta$ 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）の保有数は，放射能



観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な台数として2台と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台を保管する。可搬型放射線計測装置のうちα線サーベイメータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な台数として1台と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台を保管する。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な艇数として1艇と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艇を保管する。

代替気象観測設備は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。

代替気象観測設備の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な台数として1台と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台を保管する。

可搬型モニタリングポスト、可搬型ダスト・よう素サンプラ、 $\gamma$ 線サーベイメータ、 $\beta$ 線サーベイメータ、 $\alpha$ 線サーベイメータ、電離箱サーベイメータ及び代替気象観測設備の電源は、蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。

#### 8.1.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

可搬型モニタリングポストは、第1保管エリア、第2保管エリア、第4保



設備仕様 関連個所を赤枠にて示す
---------------------

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

## (1) 環境モニタリング設備

## a. 移動式モニタリング設備

## (a) 可搬型モニタリングポスト

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器 半導体式検出器
計測範囲	0 ~ 10 <sup>9</sup> nGy/h
台 数	9 (予備 2)
伝送方法	衛星系回線

## (b) 可搬型放射線計測装置

## (b-1) 可搬型ダスト・よう素サンプラ

台 数	2 (予備 1)
-----	----------

(b-2)  $\gamma$  線サーベイメータ

種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器
計測範囲	0 ~ 30k s <sup>-1</sup>
台 数	2 (予備 1)

(b-3)  $\beta$  線サーベイメータ

種 類	GM管式検出器
計測範囲	0 ~ 100k min <sup>-1</sup>
台 数	2 (予備 1)

(b-4)  $\alpha$ 線サーベイメータ

種 類	ZnS (Ag) シンチレーション式検出器
計測範囲	0 ~ 100k $\text{min}^{-1}$
台 数	1 (予備 1)

## (b-5) 電離箱サーベイメータ

種 類	電離箱式検出器
計測範囲	0.001mSv/h ~ 1000mSv/h
台 数	2 (予備 1)

## b. 小型船舶

艇 数	1 (予備 1)
-----	----------

## c. 代替気象観測設備

観測項目	風向, 風速, 日射量, 放射収支量, 降水量
台 数	1 (予備 1)
伝送方法	衛星系回線

保安規定第66条

表66-16「緊急時対策所」

66-16-1「緊急時対策所の居住性確保」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)
- (2) SA61条まとめ資料 (操作対象機器)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

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

表66-1-6 緊急時対策所

66-1-6-1 緊急時対策所の居住性確保①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
被ばく 低減設備	(1) 緊急時対策所加圧設備 (空気ポンプ) が動作可能であること※1 (2) 緊急時対策所非常用送風機および緊急時対策所非常用フィルタ装置が動作可能であること※1 (3) 差圧計, 酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること
その他設備	緊急時対策所可搬型エリアモニタ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 炉心変更時※3 または 原子炉建屋原子炉棟 内で照射された燃料 に係る作業時	緊急時対策所加圧設備 (空気ポンプ)	4 1 5 本
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	緊急時対策所非常用送風機	1 台
	緊急時対策所非常用フィルタ装置	1 基
	差圧計	1 台
	酸素濃度計	1 個
	二酸化炭素濃度計	1 個
	緊急時対策所可搬型エリアモニタ	1 個
	可搬型モニタリングポスト	※4

※1：正圧化に必要なバウンダリ※2，弁および配管を含む。

※2：バウンダリの一時的な開放については，速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されなければ，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※3：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※4：「66-1-5-1 監視測定設備」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) 第六十一条 (1. 18) 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 以下の条要求が運転段階においても維持できよう，緊急時対策所加圧設備 (空気ポンプ)，緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置が動作可能であること並びに差圧計等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))

また，一時的なバウンダリの開放については，要員を配置する等速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

- ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第六十一条 (1. 18)

「緊急時対策所 (の居住性に関する手順等)」として，重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまり，必要な指示を行うとともに，発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡するた めに必要な設備を設置する (手順等を定める) こと。

なお，通信連絡に係わる設備は，66-1-7-1 (通信連絡設備) にて整理する。

④ 緊急時対策所加圧設備 (空気ポンプ) については，重大事故等が発生した場合において，短期間の放射性物質放出 (格納容器ベント実施時) に対応する設備だが，必要な要員がとどまることができよう適切な措置を講じたもの，必要な情報を把握できる設備及び発電所内外との連絡を行うために必要な設備を設けたものであることから，保安規定第56条 (中央制御室非常用換気空調系) と同じ適用される原子炉の状態「運 転，起動，高温停止及び炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時」とする。

緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置，差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタについては，長期間の放射性物質放出に対応する設備であるため，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」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 緊急時対策所加圧設備 (空気ポンプ) は，重大事故時において，緊急時対策所等の正圧化並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な本数として，415本を所要数とする。

緊急時対策所非常用送風機は，必要な換気容量を有するもの1台を所要数とする。緊急時対策所非常用フィルタ装置は，必要な換気容量を有するもの1基を所要数とする。

差圧計は，緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視するた め，1個を所要数とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることを測定するため，それぞれ1個を所要数とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは，重大事故時において，緊急時対策所内の放射線

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.	給排気隔離弁（緊急対策室給気）、給排気隔離弁（緊急対策室排気）が閉することおよび高圧空気ボンベ出口電動弁が開することならびに給排気隔離弁（緊急対策室圧調整弁）が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。		定事検停止時	タービン課長
2.	原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>※5</sup> または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。		3ヶ月に1回	タービン課長
3.	緊急時対策所非常用送風機の性能確認を実施する。		定事検停止時	タービン課長
4.	緊急時対策所非常用送風機を起動し、動作可能であることを確認する。		1ヶ月に1回	防災課長
5.	原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>※5</sup> または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、給排気隔離弁（緊急対策室給気）および給排気隔離弁（緊急対策室排気）が開することならびに給排気隔離弁（緊急対策室圧調整弁）および給排気隔離弁（建屋差圧排気隔離弁）が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。		1ヶ月に1回	防災課長
6.	緊急時対策所非常用フィルタ装置の性能確認を実施する。		定事検停止時	放射線管理課長
7.	緊急時対策所非常用フィルタ装置が使用可能であることを確認する。		1ヶ月に1回	防災課長
8.	差圧計の計器校正を実施する。		定事検停止時	計測制御課長
9.	差圧計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	計測制御課長
10.	酸素濃度計の計器校正を実施する。		1年に1回	計測制御課長
11.	酸素濃度計が使用可能であることを確認する。		3ヶ月に1回	計測制御課長
12.	二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。		1年に1回	計測制御課長
13.	二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。		3ヶ月に1回	計測制御課長
14.	緊急時対策所可搬型エアモニタの機能確認を実施する。		1年に1回	放射線管理課長

量の監視のため、1台を所要数とする。  
 (保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2)

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, 3, 6, 8, 10, 12, 14が該当。  
 定事検停止時(又は1年に1回)に性能確認を実施する。

b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)  
 項目2, 4, 5, 7, 9, 11, 13, 15が該当。  
 項目2, 9, 11, 13, 15「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき、3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。  
 項目4, 5, 7の頻度については、設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置が使用可能であることは、緊急時対策所非常用送風機の動作確認に合わせて、フィルタ差圧を確認することでフィルタ性能を満足していると判断する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計については、電源を入れ、使用可能であることを確認する。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
15. 緊急時対策所可搬型エリアモニタが動作可能であることを3ヶ月に1回放射線管理課長確認する。				
※5：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。				
(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. 動作可能な緊急時対策所可搬型エリアモニタが所要数を満足していない場合 B. 緊急時対策所非常用送風機が動作不能の場合 C. 緊急時対策所非常用フィルタ装置が動作不能の場合 D. 緊急時対策所加圧設備(空気ボンベ)が動作不能の場合 E. 動作可能な差圧計, 酸素濃度計または二酸化炭素濃度計が所要数を満足していない場合 F. 条件B, C, DまたはEで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A1. 防災課長は, 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。および A2. 防災課長は, 代替措置 <sup>*7</sup> を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。 B1. 防災課長は, 当該システムを動作可能な状態に復旧する。 C1. 防災課長は, 当該システムを動作可能な状態に復旧する。 D1. 防災課長は, 当該システムを動作可能な状態に復旧する。または D2. 防災課長は, 代替措置 <sup>*7</sup> を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*8</sup> 。 E1. 防災課長は, 当該設備を動作可能な状態に復旧する。または E2. 防災課長は, 代替措置 <sup>*7</sup> を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*8</sup> 。 F1. 発電課長は, 高温停止にする。および F2. 発電課長は, 低温停止にする。	速やかに  速やかに  10日間  10日間  10日間  10日間  10日間  24時間 36時間	
<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 緊急時対策所加圧設備(空気ボンベ), 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置等は, 1N要求設備であるため, 所要数が1N未満となった場合を条件として設定する。</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】</p> <p>A1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。完了時間は, 保安規定第103条(放射線計測器類の管理)において, 放射線計測器類については「故障等により使用不能となった場合は, 修理または代替品を補充する。」としていることから, この考え方を準用し“速やかに”動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>A2. 当該設備の機能を補完する代替措置(計測機器の補充等)を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。完了時間は, 保安規定第103条(放射線計測器類の管理)において, 放射線計測器類については「故障等により使用不能となった場合は, 修理または代替品を補充する。」としていることから, この考え方を準用する。</p> <p>B1., C1., D1., E1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は, 保安規定第27条(計測および制御設備)の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合, 少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し, 「10日間」とする。</p> <p>D2., E2. 当該設備の機能を補完する代替措置(D2.については, ボンベの補充等。E2.については, 計測機器の補充等)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, 緊急時対策所に係るその他の設備と同様, 「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合, 少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し, 「10日間」とする。</p> <p>F1., F2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>				



適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な緊急時対策所可搬型エリアモニタが所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに
	B. 緊急時対策所非常用送風機が動作不能の場合	B1. 防災課長は、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
	C. 緊急時対策所非常用フィルタ装置が動作不能の場合	C1. 防災課長は、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
	D. 動作可能な差圧計，酸素濃度計または二酸化炭素濃度計が所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および D2. 防災課長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに
炉心変更時 <sup>※6</sup> または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）が動作不能の場合	A1. 発電課長は、炉心変更を中止する。 および A2. 発電課長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに

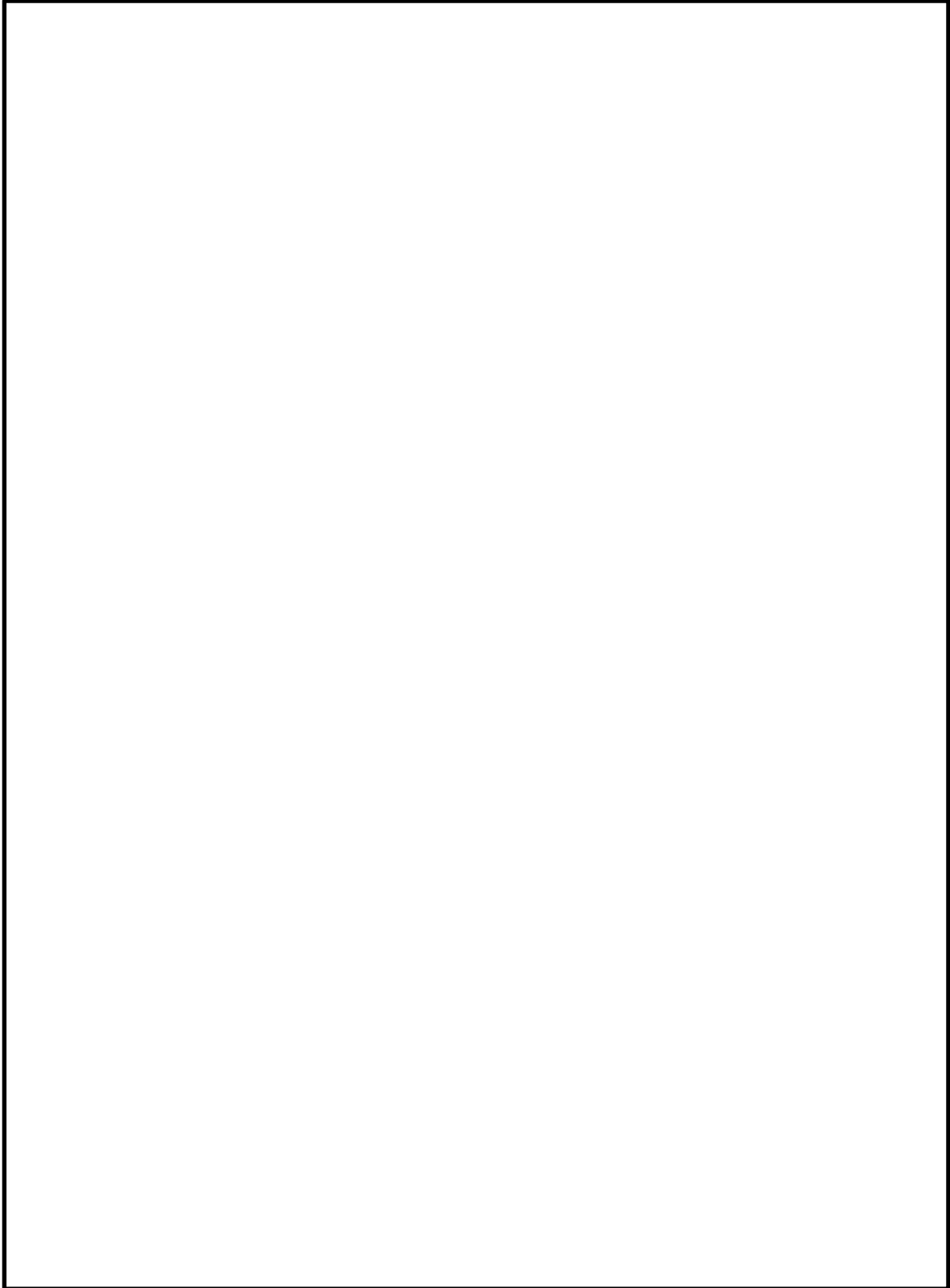
※6：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。  
 ※7：代替品の補充等をいう。  
 ※8：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Fには移行しない。

【冷温停止及び燃料交換】  
 A1., B1., C1., D1. 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。  
 A2., D2. 当該設備の機能を補完する代替措置（A2. 及び D2. については、計測機器の補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。

【炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時】  
 A1., A2. 保安規定第56条（中央制御室非常用換気空調系）と同様の設定とする。



66-16-1 の範囲  
赤枠にて示す



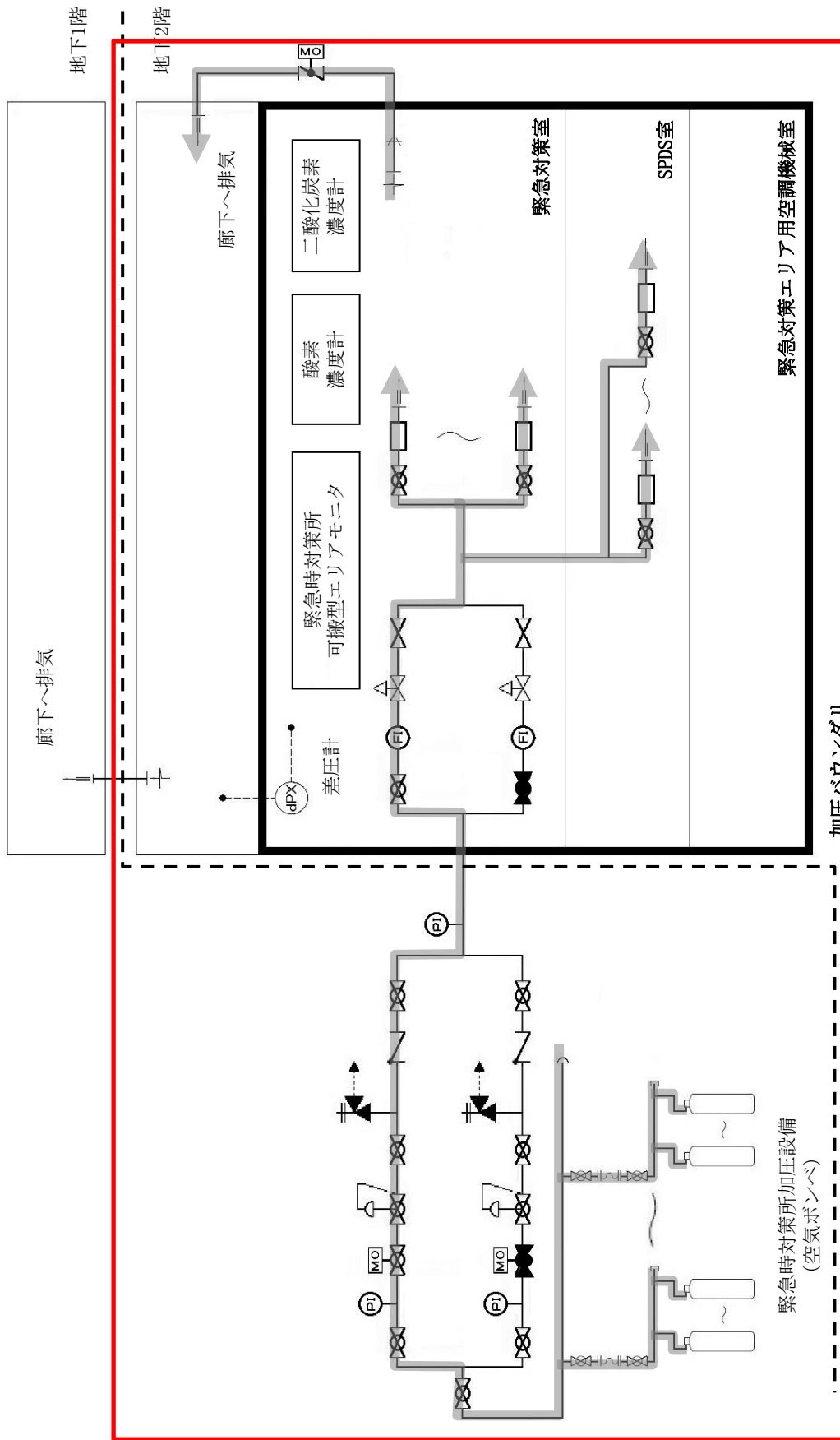
第 10.9-1 図 緊急時対策所系統概要図(1) (居住性の確保)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 10.9-2 図 緊急時対策所系統概要図(2) (居住性の確保)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 10.9-3 図 緊急時対策所系統概要図(3) (居住性の確保)

操作対象機器  
赤枠にて示す

表 3.18-17 緊急時対策所遮蔽の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

## (2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項第二号)

## (i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

## (ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等時においても設計基準対象施設として使用する場合と同様の設備構成にて使用可能な設計とし、重大事故等時において操作を不要とする。

緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所加圧設備(空気ボンベ)の準備、起動の操作は、緊急時対策所に設置する操作盤において、パネル操作による遠隔操作が可能な設計とする。

また、緊急時対策所の操作盤は、換気設備の起動・停止・運転状態等がパネル表示により視認可能な設計とし、操作性を考慮して機器の名称等をパネルへ表示させることにより、確実に操作できる設計とする。

(61-3)

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、想定される重大事故等時において、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設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。緊急時対策所可搬型エリアモニタは、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能な設計とする。緊急時対策所可搬型エリアモニタは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。表 3.18-18 に操作対象機器を示す。

(61-3)

表 3.18-18 操作対象機器\*

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
緊急時対策所 非常用送風機	起動・停止	緊急時対策建屋地下2階 (緊急時対策所)	パネル操作	
給排気隔離弁 (緊急対策室給気)	開→閉	緊急時対策建屋地下2階 (緊急時対策所)	パネル操作	
給排気隔離弁 (緊急対策室排気)	開→閉	緊急時対策建屋地下2階 (緊急時対策所)	パネル操作	
給排気隔離弁 (緊急対策室室圧調整)	閉→調整開	緊急時対策建屋地下2階 (緊急時対策所)	パネル操作	
給排気隔離弁 (建屋差圧排気隔離弁)	閉→調整開	緊急時対策建屋地下2階 (緊急時対策所)	パネル操作	
高圧空気ポンペ 出口電動弁	閉→開	緊急時対策建屋地下2階 (緊急時対策所)	パネル操作	
緊急対策室 空気流量調整弁	調整開	緊急時対策建屋地下2階 (緊急時対策所)	手動操作	

※酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタについては、その設備単体で操作可能であることから、表3.18-18に記載していない。

なお、差圧制御に用いる給排気隔離弁（建屋差圧排気隔離弁）及び給排気隔離弁（緊急対策室室圧調整）は手動にて開度調整が可能な設計とする。

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

響を及ぼさない設計とする。

#### 10.9.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

緊急時対策所は、想定される重大事故等時において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、緊急時対策所に最大 200 名を収容できる設計とする。また、対策要員等が緊急時対策所に 7 日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。

緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とし、緊急時対策所非常用送風機 1 台及び緊急時対策所非常用フィルタ装置 1 基で 1 セット使用する。保有数は、多重性確保のための 1 セットを加えた合計 2 セットを設置する設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を含め緊急時対策建屋内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう、十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。

緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）は、重大事故等時において緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所等を正圧化し、緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、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、十分な容量を

保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。保有数は、1個に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個のそれぞれ合計2個を保管する。

差圧計は、緊急時対策所等の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを、1台使用する。保有数は1台を設置する。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは、重大事故等時において、緊急時対策所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを1台使用する。保有数は、緊急時対策所の1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

ガスタービン発電機は2台で緊急時対策所を含む重大事故等時に想定される負荷へ給電するために必要な容量を有する設計とする。

また、電源車（緊急時対策所用）は1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有する設計とする。保有数は、必要台数1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

なお、バックアップ用の1台は、可搬型代替交流電源設備である電源車のバックアップ用1台と兼用する。

#### 10.9.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

緊急時対策所の遮蔽は緊急時対策建屋と一体設置した設備であり、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ



設備仕様  
関連個所を赤枠にて示す

## 第 10.9-2 表 緊急時対策所（重大事故等時）の主要機器仕様

## (1) 緊急時対策所

## a. 緊急時対策所遮蔽

第 8.3-2 表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

## b. 緊急時対策所換気空調系

## (a) 緊急時対策所非常用送風機

第 8.2-2 表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

## (b) 緊急時対策所非常用フィルタ装置

第 8.2-2 表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

## c. 緊急時対策所加圧設備

## (a) 緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）

第 8.2-3 表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

## (b) 差圧計

第 8.2-2 表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

## d. 酸素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・酸素濃度計（通常運転時等）

個 数 1（予備 1）

測定範囲 0～100%

## e. 二酸化炭素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・二酸化炭素濃度計（通常運転時等）

個 数 1（予備 1）

測定範囲 0.04～5.0%

## f. 緊急時対策所可搬型エリアモニタ

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。

## g. 可搬型モニタリングポスト

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。

## 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

## (1) 環境モニタリング設備

## a. 移動式モニタリング設備

## (a) 可搬型モニタリングポスト

兼用する設備は以下のとおり。

## ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器 半導体式検出器
計測範囲	0 ～ 10 <sup>9</sup> nGy/h
台 数	9（予備 2）
伝送方法	衛星系回線

## (b) 可搬型放射線計測装置

## (b-1) 可搬型ダスト・よう素サンプラ

台 数	2（予備 1）
-----	---------

(b-2)  $\gamma$ 線サーベイメータ

種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器
計測範囲	0 ～ 30k s <sup>-1</sup>
台 数	2（予備 1）

(b-3)  $\beta$ 線サーベイメータ

種 類	GM管式検出器
計測範囲	0 ～ 100k min <sup>-1</sup>
台 数	2（予備 1）

## d. 耐圧強化ベント系放射線モニタ

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

## (3) エリア放射線モニタリング設備

## a. 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

高線量

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

低線量

個 数	1
計測範囲	$10^{-2}\text{mSv/h} \sim 10^5\text{mSv/h}$

## b. 緊急時対策所可搬型エリアモニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	半導体式検出器
計測範囲	$0.01 \mu\text{Sv/h} \sim 999.9\text{mSv/h}$
台 数	1（予備1）

## (3) 緊急時対策所換気空調系

## a. 緊急時対策所非常用送風機

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

台 数	1（予備1）
容 量	約 1,000m <sup>3</sup> /h

## b. 緊急時対策所非常用フィルタ装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

型 式	高性能エアフィルタ／チャコールエア フィルタ
基 数	1（予備1）
容 量	約 1,000m <sup>3</sup> /h
効 率	単体除去効率 99.97%以上(直径 0.15 μ m 以上の粒子)／96.0%以上(よう素) 総合除去効率 99.99%以上(直径 0.5 μ m 以上の粒子)／99.75%以上(よう素)

## (4) 緊急時対策所加圧設備

## a. 差圧計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

個 数	1
測定範囲	－100～500Pa

## 第 8.2-3 表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様

## (1) 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

本数	40（予備 40）
容量	約 47L（1 本当たり）
充填圧力	約 19.6MPa [gage]

## (2) 緊急時対策所加圧設備

## a. 緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

本数	415（予備 125）
容量	約 47L（1 本当たり）
充填圧力	約 19.6MPa [gage]

## 第 8.3-2 表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様

## (1) 中央制御室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）

厚 さ	□ mm 以上
材 料	普通コンクリート

## (2) 中央制御室待避所遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（重大事故等時）

厚 さ	□ mm 以上
材 料	普通コンクリート

## (3) 緊急時対策所遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

厚 さ	□ mm 以上
材 料	普通コンクリート

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



設定根拠  
 関連個所を下線にて示す

名 称		<u>緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ)</u>
容 量	L/個	46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	19.6
最高使用温度	℃	40
個 数	—	<u>415</u> (予備 125)

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に、放射線管理施設のうち換気設備のうち緊急時対策所加圧空気供給系として使用する緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ) は、以下の機能を有する。

緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ) は、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、放射性物質が緊急時対策所に流入することを防ぎ、緊急時対策所にとどまる要員の被ばくを低減するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ) から緊急時対策所へ空気を送気し正圧化することにより、放射性物質が緊急時対策所に流入することを一定時間完全に防ぎ、緊急時対策所遮蔽等の機能とあいまって緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等時に使用する緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ) は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の空気ポンペを使用することから、当該ポンペの容量は、メーカーで定めた容量である 46.7L/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ) を重大事故等時において使用する場合は、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 19.6MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ) を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の環境条件 (40℃) 及び高圧ガス保安法に基づき 40℃ とする。

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ) の必要個数は、緊急時対策所にとどまる要員の窒息を防止するため及び給気ライン以外から緊急時対策所への外気の流入を放射性雲通過までの 10 時間の間遮断するために必要な個数である 415 個 とする。

根拠については以下のとおり。

4.1 必要換気量

① 正圧維持に必要な換気量

緊急時対策所はコンクリートの間仕切りで区画されることから、壁の継ぎ目からのリークはないものとする。したがって、緊急時対策所の設計漏えい量は 282m<sup>3</sup>/h 以下となる設計とし、緊急時対策所内の正圧化を維持可能な設計とする。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-6-2-4-1 R 1

## ②二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol%以下、取入れ外気中の二酸化炭素量は0.03vol%、滞在人数83人の二酸化炭素吐出量は、計器監視等を行う程度の作業時（軽作業）の量とし、許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{0.03 \times 83}{1.0 - 0.03} \times 100 \cong 257 \text{m}^3/\text{h}$$

$G_a$  : 二酸化炭素発生量(0.03m<sup>3</sup>/h/人)

$P$  : 人員(83人)

$K_0$  : 供給空气中二酸化炭素濃度(0.03vol%)

$K$  : 許容最高二酸化炭素濃度(1.0vol%)

また、緊急時対策所加圧空気供給系運転時間は放射性雲放出時間の10時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%を超えない空気供給量は約80m<sup>3</sup>/hとなる。

$$\begin{aligned} K_t &= K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + G_a \times \frac{P}{Q} \left(1 - e^{-\frac{Q}{V} \times t}\right) \\ &= \left(K_1 - K_0 - G_a \times \frac{P}{Q}\right) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + \left(K_0 + G_a \times \frac{P}{Q}\right) \end{aligned}$$

$K_t$  : t時間後の二酸化炭素濃度(vol%)

$K_1$  : 緊急時対策所内初期二酸化炭素濃度(0.276vol%)

$K_0$  : 供給空气中二酸化炭素濃度(0.03vol%)

$G_a$  : 二酸化炭素発生量(0.03m<sup>3</sup>/h/人)

$P$  : 人員(83人)

$Q$  : 空気供給量(m<sup>3</sup>/h)

$V$  : 緊急時対策所バウンダリ体積(2811.6m<sup>3</sup>)

## ③酸素濃度基準に基づく必要換気量

許容酸素濃度は18vol%以上、滞在人数は83人、酸素消費量は成人の呼吸量（歩行時）とし、許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{-0.066 \times 83}{18.00 - 20.95} \times 100 \cong 186 \text{m}^3/\text{h}$$

$G_a$  : 酸素発生量(-0.066m<sup>3</sup>/h/人)

$P$  : 人員(83人)

$K_0$  : 供給空气中酸素濃度(20.95vol%)

$K$  : 許容最低酸素濃度(18.00vol%)

上記①～③の結果より、空気ボンベ正圧化時に必要な換気量は、緊急時対策所の設計漏えい量である282m<sup>3</sup>/hに余裕を加えた値として290m<sup>3</sup>/hとする。

## 4.2 必要ポンベ個数

緊急時対策所を 10 時間正圧化する必要最低限のポンベ個数は、緊急時対策所の設計漏えい量である 282m<sup>3</sup>/h 以上の空気ポンベ給気量 290m<sup>3</sup>/h を考慮すると、ポンベ供給可能空気量である 7.0m<sup>3</sup>/個から下記の通り 415 個となる。

- ・ポンベ初期充填圧力 : 19.6MPa
  - ・ポンベ内容積 : 46.7L/個
  - ・ポンベ供給可能空気量 : 7.0m<sup>3</sup>/個 (at -4.9°C)
- 必要ポンベ個数 = 290 m<sup>3</sup>/h ÷ 7.0 m<sup>3</sup>/個 × 10 時間 = 415 個

また、故障及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として予備 125 個を保管する。

保安規定第66条

表66-16「緊急時対策所」

66-16-2「緊急時対策所の代替電源設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

(2) SA61条まとめ資料 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
緊急時対策所の代替電源設備	緊急時対策所の代替電源設備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	所要値・所要数⑥
運転 起 高温停止 低温停止 燃料交換	ガスタービン発電機	※3
	ガスタービン発電設備軽油タンク	※4
	タンクローリ	※4
	軽油タンク	※4
	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	※3
	ガスタービン発電機接続盤	※5
	緊急用高圧母線2F系	※5
	電源車（緊急時対策所用）	1台
	緊急時対策所軽油タンクレベル	2,410mm
	緊急時対策所用高圧母線J系	2系列

※1：燃料移送系の必要な弁および配管を含む。

※2：動作可能とは、電源車接続口（緊急時対策建屋北側）に接続できることを含む。

※3：「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。

※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「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）第六十一条（1.18）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、代替電源設備による電源系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十一条（1.18）

「緊急時対策所（の居住性に関する手順等）」として、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまり、必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡するために必要な設備を設置する（手順等を定める）こと。〔本項は代替電源設備からの給電が対象〕

④ 重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所は、必要な要員がとどまることができよう適切な措置を講じたもの、必要な情報を把握できる設備及び発電所内外との連絡を行うために必要な設備を設けたものである。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ため、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 電源車（緊急時対策所用）については、緊急時対策所に給電するために必要な容量を有する1台を所要数とする。

緊急時対策所軽油タンクは重大事故等時に電源車（緊急時対策所用）1台を7日間連続格運転する場合に必要な燃料2,410mmを所要値とする。

緊急時対策所用高圧母線J系は必要な負荷へ電力を供給するため、2系列を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考															
(2) 確認事項		<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。) 項目1が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき2年に1回、性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2, 3, 4が該当。 項目2については、「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき可搬型設備は3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。 項目3, 4については、「保安規定変更に係る基本方針」の常設設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき、1ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p>																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 電源車(緊急時対策所用)を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。</td> <td>2年に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>2. 電源車(緊急時対策所用)を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>3. 緊急時対策所軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>4. 緊急時対策所用高圧母線J系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>防災課長</td> </tr> </tbody> </table>					項目⑦	頻度	担当	1. 電源車(緊急時対策所用)を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	防災課長	2. 電源車(緊急時対策所用)を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	3. 緊急時対策所軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	防災課長	4. 緊急時対策所用高圧母線J系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	防災課長
項目⑦	頻度	担当																	
1. 電源車(緊急時対策所用)を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	防災課長																	
2. 電源車(緊急時対策所用)を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																	
3. 緊急時対策所軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	防災課長																	
4. 緊急時対策所用高圧母線J系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	防災課長																	

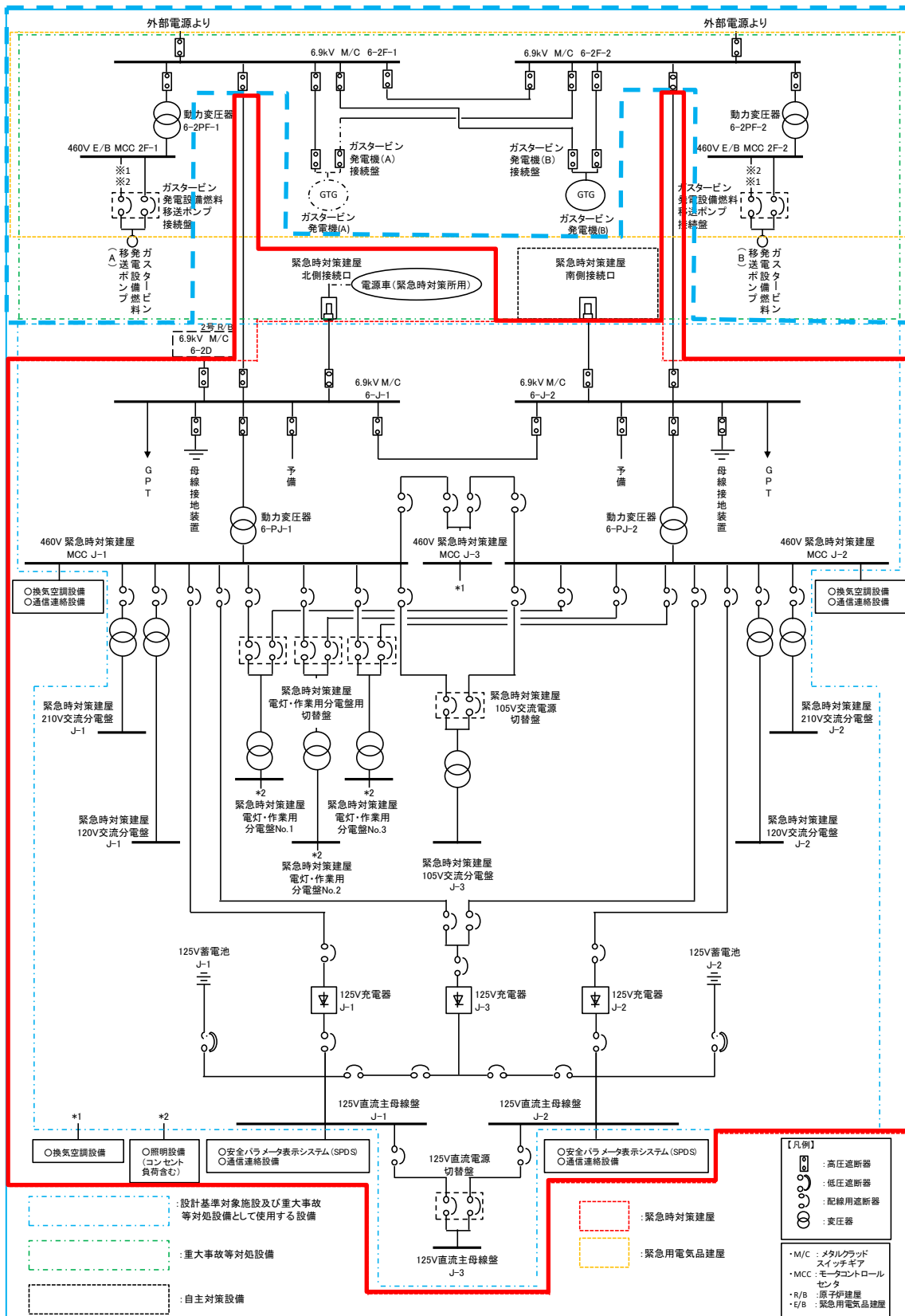






66-16-2 の範囲  
赤枠にて示す

66-12-1, 66-12-6 にて整理



第1.18-15図 緊急時対策所 給電系統概要図

66-16-2 の範囲  
赤枠にて示す

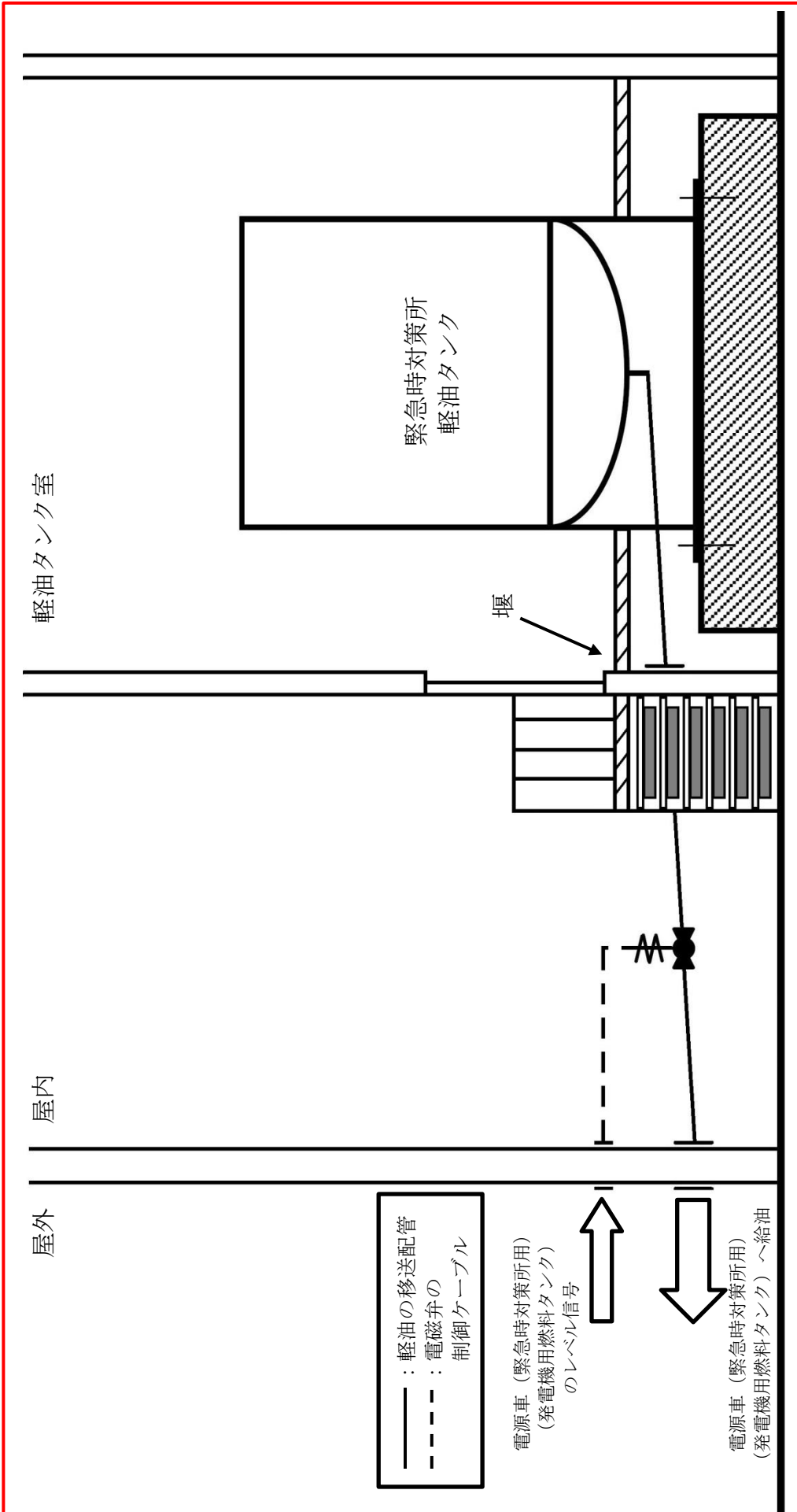


図 3.18-3 緊急時対策所の代替交流電源設備系統図 (燃料系統)

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

響を及ぼさない設計とする。

#### 10.9.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

緊急時対策所は、想定される重大事故等時において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、緊急時対策所に最大 200 名を収容できる設計とする。また、対策要員等が緊急時対策所に 7 日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。

緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とし、緊急時対策所非常用送風機 1 台及び緊急時対策所非常用フィルタ装置 1 基で 1 セット使用する。保有数は、多重性確保のための 1 セットを加えた合計 2 セットを設置する設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を含め緊急時対策建屋内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう、十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。

緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）は、重大事故等時において緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所等を正圧化し、緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、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、十分な容量を

保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。保有数は、1個に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個のそれぞれ合計2個を保管する。

差圧計は、緊急時対策所等の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを、1台使用する。保有数は1台を設置する。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは、重大事故等時において、緊急時対策所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを1台使用する。保有数は、緊急時対策所の1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

ガスタービン発電機は2台で緊急時対策所を含む重大事故等時に想定される負荷へ給電するために必要な容量を有する設計とする。

また、電源車（緊急時対策所用）は1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有する設計とする。保有数は、必要台数1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

なお、バックアップ用の1台は、可搬型代替交流電源設備である電源車のバックアップ用1台と兼用する。

#### 10.9.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

緊急時対策所の遮蔽は緊急時対策建屋と一体設置した設備であり、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ

設備仕様  
 関連個所を赤枠にて示す

(2) 電源設備

a. 電源車（緊急時対策所用）

ディーゼル機関

台 数 1（予備 1<sup>※1</sup>）

使用燃料 軽油

発電機

台 数 1（予備 1<sup>※1</sup>）

種 類 三相同期発電機

容 量 約 400kVA

力 率 0.85

電 圧 6.9kV

周 波 数 50Hz

※1：電源車（緊急時対策所用）の予備 1 台を電源車の予備と兼用する。

b. 緊急時対策所軽油タンク

基 数 2（予備 1）

容 量 約 10kL（1 基当たり）

c. 緊急時対策所用高圧母線 J 系

個 数 2

定格電圧 7.2kV

定格電流 約 1,200A

設定根拠  
 関連個所を下線にて示す

名	称	<u>緊急時対策所軽油タンク</u>
容	量	m <sup>3</sup> /個
		□以上(10)
最	高	使用
圧	力	MPa
		静水頭
最	高	使用
温	度	°C
		50
個	数	—
		3

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所軽油タンクは、以下の機能を有する。

緊急時対策所軽油タンクは、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な設備に電力を供給する電源車(緊急時対策所用)(内燃機関)の燃料油を貯蔵するために設置する。

系統構成は、緊急時対策所軽油タンクにて電源車(緊急時対策所用)(内燃機関)の燃料油を貯蔵し、必要な設備に電力を供給する電源車(緊急時対策所用)(内燃機関)を運転できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等時に使用する緊急時対策所軽油タンクの容量は、緊急時対策所軽油タンク 2 個で電源車(緊急時対策所用)1 個の定格出力で7日間連続運転が可能な容量とする。

上記の条件を満足する緊急時対策所軽油タンクの必要容量は、下記のように求める。

$$V = C \cdot H \cdot \frac{n_1}{n_2} = \square \times 7 \times 24 \times \frac{1}{2} = \square \text{ m}^3/\text{個}$$

V : 緊急時対策所軽油タンク容量 (m<sup>3</sup>/個)

C : 燃料消費率 (m<sup>3</sup>/h) = □

H : 連続運転時間 (h) = 7 × 24

n<sub>1</sub> : 電源車(緊急時対策所用)個数 = 1

n<sub>2</sub> : 緊急時対策所軽油タンク個数 = 2

以上より、緊急時対策所軽油タンクの必要容量は、□m<sup>3</sup>/個を上回る容量として□m<sup>3</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される□m<sup>3</sup>/個を上回るものとし、10m<sup>3</sup>/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等時に使用する緊急時対策所軽油タンクの最高使用圧力は、緊急時対策所軽油タンクが大気開放であることから静水頭とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O 2 © VI-1-1-4-8-1-1-5-1 R 2

3. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等時に使用する緊急時対策所軽油タンクの最高使用温度は、設置場所での環境温度を上回る 50℃とする。

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所軽油タンクは、重大事故等対処設備として電源車(緊急時対策所用)の連続運転に必要な燃料油を貯蔵するために必要な個数として 2 個に、予備 1 個を加えて、合計 3 個設置する。



保安規定第66条

表66-17「通信連絡を行うために必要な設備」

66-17-1「通信連絡設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付+追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数・必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (所要数)

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考				
<p>表66-17 通信連絡を行うために必要な設備</p> <p>66-17-1 通信連絡設備①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="493 1617 835 2748"> <thead> <tr> <th data-bbox="493 2516 541 2748">項目②</th> <th data-bbox="493 1617 541 2516">運転上の制限③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="541 2516 835 2748">通信連絡設備</td> <td data-bbox="541 1617 835 2516">           (1) SPDS伝送装置およびデータ収集装置が動作可能であること            (2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話およびIP-FAX）が動作可能であること            (3) SPDS表示装置、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）および携行型通話装置の所要数が動作可能であること         </td> </tr> </tbody> </table>	項目②	運転上の制限③	通信連絡設備	(1) SPDS伝送装置およびデータ収集装置が動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話およびIP-FAX）が動作可能であること (3) SPDS表示装置、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）および携行型通話装置の所要数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）第六十一条（1. 18） 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十二条（1. 19）が該当する。</p> <p>② 運転上の制限の対象とする系統・機器（添付一1）</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、通信連絡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"> <li>設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十一条（1. 18） 「緊急時対策所（の居住性に関する手順等）」として、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまり、必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡するために必要な設備を設置する（手順等を定める）こと。〔本項は通信連絡を行う設備が対象〕</li> <li>設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十二条（1. 19） 「通信連絡を行う設備（手順等）」として、重大事故等が発生した場合において発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。</li> </ul>	
項目②	運転上の制限③					
通信連絡設備	(1) SPDS伝送装置およびデータ収集装置が動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話およびIP-FAX）が動作可能であること (3) SPDS表示装置、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）および携行型通話装置の所要数が動作可能であること					

適用される原子炉の状態④	設備⑤		所要数⑥
運転 起 高温停止 低温停止 燃料交換	緊急時対策所          プロセス計算機室          中央制御室	安全パラメータ表示システム(SPDS) <sup>※1</sup>	1式 <sup>※2</sup>
		SPDS伝送装置 <sup>※1</sup>	1台
		SPDS表示装置	1台 <sup>※3</sup>
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	6台 <sup>※3</sup>
		IP電話	3台 <sup>※3</sup>
		IP-FAX	4台
		衛星電話設備(固定型)	10台
		衛星電話設備(携帯型)	4台
		無線連絡設備(固定型)	38台
		無線連絡設備(携帯型)	1式 <sup>※2</sup>
安全パラメータ表示システム(SPDS)	データ収集装置	2台	
衛星電話設備(固定型)		2台	
無線連絡設備(固定型)		5台	
無線連絡設備(携帯型)		10台	
携帯型通話装置			

※1：データ収集装置を含む。

※2：SPDS伝送装置およびデータ収集装置については、A系またはB系のいずれかにより所内には有線系または無線系回線、所外には有線系または衛星系回線で伝送可能であることをいう。

※3：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、テレビ会議システム、IP電話またはIP-FAXのいずれかにより有線系または衛星系回線で所外へ通信可能であることをいう。

④ 通信連絡設備は、重大事故等が発生した場合において原子炉施設内外の連絡を行うために必要な設備であり、重大事故等が発生する可能性が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 通信連絡設備は、1N要求設備である。設計及び工事計画認可申請書において整理した各場所に必要な個数を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2)

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(2) 確認事項				
項目⑦	頻度	担当		
1. SPDS 伝送装置, データ収集装置およびSPDS 表示装置の伝送機能を確認する。また, データの記録機能を確認する。	1ヶ月に1回	技術課長 または 発電課長		
2. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP電話およびIP-FAX) の通話および通信機能を確認する。	1ヶ月に1回	技術課長		
3. 衛星電話設備 (固定型) の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	技術課長 または 発電課長		
4. 衛星電話設備 (携帯型) の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	技術課長		
5. 無線連絡設備 (固定型) の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	技術課長 または 発電課長		
6. 無線連絡設備 (携帯型) の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	技術課長 または 発電課長		
7. 携帯型通話装置の通話確認を実施する。	3ヶ月に1回	発電課長		
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. 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。) 衛星電話設備 (携帯型), 無線連絡設備 (携帯型) 及び携帯型通話装置については, 可搬型重大事故等対処設備であることから, 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき3ヶ月に1回に, 通話確認により動作可能であることを確認する。 衛星電話設備 (固定型) 及び無線連絡設備 (固定型) については, 通話確認により動作可能であることを確認する。頻度については既存の保安規定設備 (ポンプ, ファン等) の確認頻度が1ヶ月に1回で設定されているので, それを準用した対応とする。 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP電話及びIP-FAX) については, 通話及び通信確認により動作可能であることを確認する。頻度については, 上記の衛星電話設備 (固定型) 等と同様。 SPDS 伝送装置, データ収集装置及びSPDS 表示装置については, 伝送機能及びデータの記録機能の確認により動作可能であることを確認する。頻度については, 上記の衛星電話設備 (固定型) 等と同様。なお, データの記録は, 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十八条 (1. 15) の要求事項の記録をいう。				

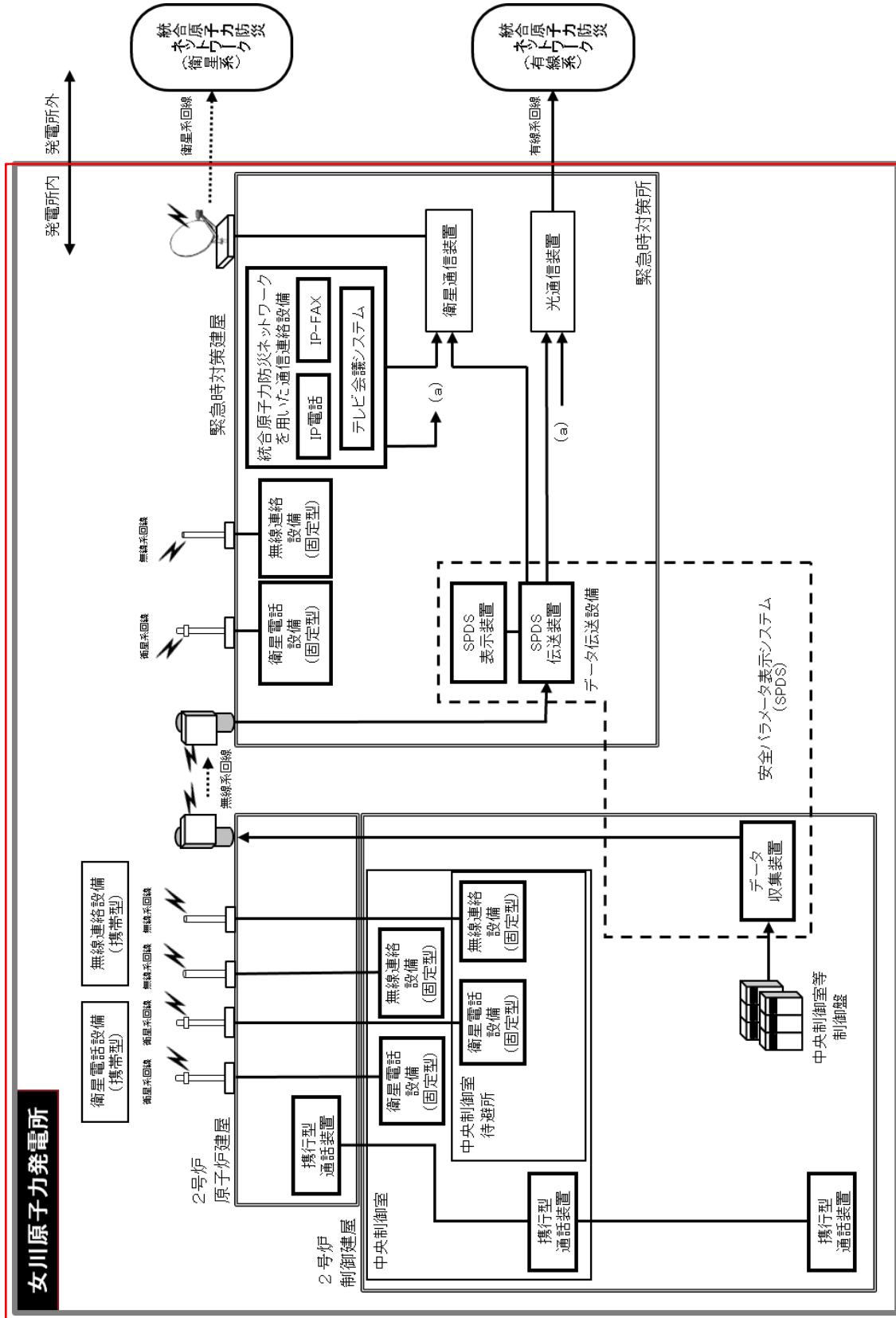
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転	A. SPDS伝送装置 <sup>※4</sup> またはデータ収集装置 <sup>※4</sup> が動作不能である場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※8</sup> 。	10日間 <sup>※12</sup>  10日間	
起動	B. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 <sup>※5</sup> が動作不能の場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または B2. 防災課長は、代替措置 <sup>※9</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※8</sup> 。	10日間 <sup>※12</sup>  10日間	
高温停止	C. SPDS表示装置 <sup>※4</sup> が動作不能の場合	C1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 防災課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※8</sup> 。	10日間  10日間	
	D. 動作可能な衛星電話設備(固定型) <sup>※6</sup> 、衛星電話設備(携帯型) <sup>※6</sup> 、無線連絡設備(固定型) <sup>※6</sup> 、無線連絡設備(携帯型) <sup>※6</sup> または携帯型通話装置 <sup>※6</sup> が所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 防災課長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※8</sup> 。	10日間 <sup>※12</sup>  10日間	
	E. 条件AからDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 発電課長は、高温停止にする。 および E2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 通信連絡設備は、1N要求であるため、所要数が1N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. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、緊急時対策所に係るその他設備と同様、保安規定第27条(計測および制御設備)の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」とする。</p> <p>A2. 当該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。完了時間は緊急時対策所に係るその他設備と同様、保安規定第27条(計測および制御設備)の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」とする。</p> <p>B1. A1.と同様。 B2. A2.と同様。 C1. A1.と同様。 C2. A2.と同様。 D1. A1.と同様。 D2. A2.と同様。 E1., E2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>				

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	
冷温停止燃料交換	A. SPDS伝送装置 <sup>※4</sup> またはデータ収集装置 <sup>※4</sup> が動作不能である場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに <sup>※12</sup>	
	B. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 <sup>※5</sup> が動作不能の場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 防災課長は、代替措置 <sup>※9</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに <sup>※12</sup>	
	C. SPDS表示装置 <sup>※4</sup> が動作不能の場合	C1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および C2. 防災課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに	
	D. 動作可能な、衛星電話設備(固定型) <sup>※6</sup> 、衛星電話設備(携帯型) <sup>※6</sup> 、無線連絡設備(固定型) <sup>※6</sup> 、無線連絡設備(携帯型) <sup>※6</sup> または携帯型通話装置 <sup>※6</sup> が所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および D2. 防災課長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに <sup>※12</sup>	
<p>※4：サーバー代替等による一時的なデータ伝送停止は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。また、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保することを条件に行う計画的な保全作業および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴うデータ伝送停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※5：衛星電話設備（固定型）等による通信手段を確保することを条件に行う計画的な保全作業および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p>				
<p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>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> <p>A2. 当該設備の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>B1., B2. A1., A2. と同様。</p> <p>C1., C2. A1., A2. と同様。</p> <p>D1., D2. A1., A2. と同様。</p>				

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
<p>※6：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器等による通信手段を確保することを条件に行う計画的な保全作業および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※7：SPDS伝送装置およびデータ収集装置の代替措置は、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保すること等をいう。</p> <p>※8：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限は継続するが、10日間を超えたとしても条件Eには移行しない。</p> <p>※9：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の代替措置は、通信機器の補充等をいう。</p> <p>※10：SPDS表示装置の代替措置は、連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器による通信手段の確保およびあらかじめ記録対象パラメータを定め、記録要員を確保すること等をいう。</p> <p>※11：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器による通信手段の確保による措置をいう。</p> <p>※12：SPDS伝送装置、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）および統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話およびIP-FAX）については、原子炉設置者所掌外の設備（通信衛星等の他の事業者等が所掌する設備）の故障等により運転上の制限を逸脱した場合において、当該要求される措置に対する完了時間を除外する。</p>	<p>注釈※7の解釈： SPDS伝送装置又はデータ収集装置の伝送停止（パラメータの記録不良含む。）が発生した場合、以下の措置を行う。なお、「所要の確認対象パラメータ」とは、設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1.15）で要求され、保安規定第66条「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」に規定するパラメータをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 計測制御課長は、パラメータの記録又は伝送不良が発生した場合、状況に応じた記録要員数を確認し、速やかに中央制御室に配置する。</li> <li>▶ 記録要員は、66-13-1に規定するパラメータを所定の頻度で記録する。（所定の頻度とは、1時間毎を目途とする。）</li> <li>▶ 記録したパラメータを連絡するための体制を構築する。</li> </ul>	



66-17-1 の範囲  
赤枠にて示す



第 1.19-1-1 図 通信連絡設備の系統概要図

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

#### 10.12.2.2.3 共用の禁止

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。

無線連絡設備，衛星電話設備，携行型通話装置，安全パラメータ表示システム（SPDS），統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備は，二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

#### 10.12.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

携行型通話装置は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は，想定される重大事故等時において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は，想定される重大事故等時

において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

#### 10.12.2.2.5 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。

携行型通話装置は、中央制御室内に保管し、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。

携行型通話装置は、想定される重大事故等時において、発電所内の建屋内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、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。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の操作は、想定される重大事故等時における環境条件を

設備仕様  
 関連個所を赤枠にて示す

第 10. 12-2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様

(1) 無線連絡設備

無線連絡設備（固定型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

無線系回線

個 数

一式

(2) 衛星電話設備

衛星電話設備（固定型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

衛星系回線

個 数

一式

## (3) 安全パラメータ表示システム (SPDS)

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)
- ・ 緊急時対策所 (通常運転時等)
- ・ 緊急時対策所 (重大事故等時)
- ・ 通信連絡設備 (通常運転時等)

## a. データ収集装置

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個 数	一式

## b. SPDS 伝送装置

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個 数	一式

## c. SPDS 表示装置

個 数	一式
-----	----

## (4) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

## a. テレビ会議システム

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
個 数	一式

## b. IP電話

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
個 数	一式

## c. IP-FAX

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
個 数	一式

## (5) データ伝送設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

## a. SPDS伝送装置

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
個 数	一式

## 第 10.12-3 表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様

## (1) 携行型通話装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線	有線系回線
個 数	一式

## (2) 無線連絡設備

無線連絡設備（携帯型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線	無線系回線
個 数	一式

## (3) 衛星電話設備

衛星電話設備（携帯型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線	衛星系回線
個 数	一式



O 2 ⑥ VI-1-1-10 R 3

所要数  
関連個所を下線にて示す

表 1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（1/4）

通信種別	主要設備	容量*	
		設計基準標準対局設備	重大事故等対局設備
警報装置	送受話器（ページング） （警報装置を含む。）	ハンドセット	—
		スピーカ	—
通信連絡設備 （発電所内）	送受話器（ページング） （警報装置を含む。）	ハンドセット	—
		スピーカ	—

注記 \*1：設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改訂していく。

表1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（2/4）

通信種別	主要設備		容量*1	
	電力保安通信用電話設備	固定電話機**	設計基準事故対応設備	重大事故対応設備
通信連絡設備 (発電所内)			全体台数 339 台 ・ 中央制御室 : 5 台 ・ 緊急時対策所 : 12 台 ・ 事務機室等 : 312 台**	—
		PHS 端末**	全体台数 507 台 ・ 中央制御室 : 6 台 ・ 緊急時対策所 : 12 台 ・ 事務機室等 : 489 台**	—
		FAX**	全体台数 12 台 ・ 中央制御室 : 1 台 ・ 緊急時対策所 : 1 台 ・ 事務機室等 : 10 台	—
		移動無線設備 (固定型)	全体台数 5 台 ・ 中央制御室 : 1 台 ・ 緊急時対策所 : 1 台 ・ 事務機室 : 3 台 その他 : 一式 (緊急時対策機)	—
		移動無線設備 (車載型)	全体台数 1 台 (設計監視関連 (モニタリングカー))	—

注記 \*1: 設置又は保守場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改番していく。  
 \*2: 発電所内と発電所外で共用。  
 \*3: 燃料貯蔵施設、固体廃棄物貯蔵所、サイトバンカ施設及び予備圧力配電盤に設置の通信連絡設備 (第1号機設備、第1、2、3号機共用) は、第1号機、第2号機及び第3号機で共用。

表1 通信連絡設備(発電所内)の主要設備一覧(3/4)

通信種別	主要設備	容量 <sup>*1</sup>	
		設計基準時対処設備	重大事故時対処設備
通信連絡設備 (発電所内)	進行型電話装置	全体台数 30 台 ・中央制御室 : 10 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・事務機室 : 10 台	全体台数 10 台 <sup>※1</sup> ・中央制御室 : 10 台
	無線連絡設備(固定型)	全体台数 7 台 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 ・事務機室 : 1 台 その他:一式 (原子炉機室) ・屋外アンテナ (緊急時対策機室) ・屋外アンテナ	全体台数 6 台 <sup>※1</sup> ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 その他:一式 (原子炉機室) ・屋外アンテナ (緊急時対策機室) ・屋外アンテナ
	無線連絡設備	全体台数 43 台 ・中央制御室 : 6 台 ・緊急時対策所 : 38 台	全体台数 43 台 <sup>※1</sup> ・中央制御室 : 6 台 (無線連絡設備用五電式電池予備: 6 台) ・緊急時対策所 : 38 台 (無線連絡設備用五電式電池予備: 38 台)
	衛星電話設備 (固定型) <sup>※1</sup>	全体台数 7 台 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 ・事務機室 : 1 台 その他:一式 (原子炉機室) ・屋外アンテナ (緊急時対策機室) ・屋外アンテナ	全体台数 6 台 <sup>※1</sup> ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 その他:一式 (原子炉機室) ・屋外アンテナ (緊急時対策機室) ・屋外アンテナ
	衛星電話設備 (機室型) <sup>※1</sup>	全体台数 18 台 ・中央制御室 : 6 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・事務機室 : 3 台	全体台数 10 台 <sup>※1</sup> ・緊急時対策所 : 10 台 (衛星電話機非型用五電式電池予備: 10 台)

注記 \*1:設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じて適宜改善していく。  
 \*2:発電所内と発電所外で共用。  
 \*3:設計基準時対策所及び重大事故時ともに使用する。  
 \*4:可搬型については、現場(屋外)にて使用する。

O2 ⑥ VI-1-1-10 R3

表1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（4/4）

通信種別	主要設備	容量 <sup>*1</sup>	
		設計基準事故対応設備	重大事故時対応設備
安全パラメータ 表示システム (SPDS)  所 内	データ収集装置 <sup>**</sup>	1.1式 (制御棟) ・データ収集装置 (原子炉棟) ・無線アンテナ	同左 <sup>**</sup>
	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	1.1式 (緊急時制御棟) ・SPDS伝送装置 ・無線アンテナ	同左 <sup>**</sup>
	SPDS表示装置 <sup>**</sup>	1.1式 (緊急時制御所) ・SPDS表示装置	同左 <sup>**</sup>

注記 \*1：設備又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じて適宜改善していく。  
 \*2：発電所内と発電所外で共用。  
 \*3：設計基準事故時及び重大事故時ともに使用する。

O 2 ⑥ VI-1-1-10 R 3

表 4 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（1/3）

通信種別	主要設備		容量**	
	固定電話機**	電力保安通信用電話設備	設計基準事故対応設備	重大事故等対応設備
通信連絡設備 (発電所外)	固定電話機**		全体台数 329 台 ・ 中央制御室 : 5 台 ・ 緊急時対策所 : 12 台 ・ 事務棟等 : 312 台**	—
	PHS 端末**		全体台数 507 台 ・ 中央制御室 : 6 台 ・ 緊急時対策所 : 12 台 ・ 事務棟等 : 489 台**	—
	FAX**		全体台数 12 台 ・ 中央制御室 : 1 台 ・ 緊急時対策所 : 1 台 ・ 事務棟等 : 10 台	—
	緊急保安電話 (固定型)	社外 (所内を含む。)	全体台数 2 台 ・ 緊急時対策所 : 1 台 ・ 事務棟等 : 1 台 その他 : 一式 (緊急時対策棟)	—
	加入電話機		全体台数 47(10) 台** ・ 中央制御室 : 1(1) 台** ・ 緊急時対策所 : 12(1) 台** ・ 事務棟等 : 34(8) 台**	—
	加入 FAX	局線加入電話設備	全体台数 12(4) 台** ・ 中央制御室 : 1(0) 台** ・ 緊急時対策所 : 1(1) 台** ・ 事務棟等 : 10(3) 台**	—

注記 \*1: 設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じて適宜改善していく。  
 \*2: 発電所内と発電所外で共用。  
 \*3: ( ) 内は、緊急時優先電話の台数を示す。  
 \*4: 機内設備、団体携帯物貯蔵所、サイトパトロール棟及び予備変圧器配電盤等に設置の通信連絡設備（第 1 号機設備、第 1、2、3 号機共用）は、第 1 号機、第 2 号機及び第 3 号機で共  
 用。

O 2 ⑤ VI-1-1-10 R 3

表 4 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（2/3）

通信種別	主要設備		容量 <sup>※1</sup>	
	社内	社外	設計基準事故対応設備	重大事故時対応設備
通信連絡設備 (発電所外)	社内	社内テレビ会議システム	全体台数 7 台 ・緊急時対応: 1 台 ・事務機等: 6 台	—
	社外	専用電話設備（地方公共団体内ホットライン）	全体台数 20 台 ・緊急時対応: 10 台 ・事務機等: 10 台	—
		所外	衛星電話設備 (固定型) <sup>※2</sup>	全体台数 7 台 ・中央制御室: 2 台 ・緊急時対応: 4 台 ・事務機等: 1 台 その他: 一式 (原子炉棟内) ・屋外アンテナ (緊急時対策棟内) ・屋外アンテナ
	社外	衛星電話設備 (携帯型) <sup>※4</sup>	全体台数 18 台 ・中央制御室: 5 台 ・緊急時対応: 10 台 ・事務機等: 3 台	全体台数 10 台 <sup>※3</sup> ・緊急時対応: 10 台 (衛星電話携帯型用充電式電池予備: 10 台)

注記 ※1: 設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じて適宜改善していく。  
 ※2: 発電所内と発電所外で共用。  
 ※3: 設計基準事故時及び重大事故時ともに使用する。  
 ※4: 可搬型については、現場（屋外）にて使用する。

O 2 ⑥ VI-1-1-10 R 3

表 4 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（3/3）

通信種別	主要設備		容量*1		
	設計基準事故対応設備	重大事故等対応設備	設計基準事故対応設備	重大事故等対応設備	
通信連絡設備 （発電所外）	総合原子力防災 ネットワークを 用いた通信連絡 設備  社外 （所内を 含む。）	一式 （緊急時対策機器） ・総合原子力防災ネットワーク用 通信機器取扱室 その他：一式 （緊急時対策機器） ・衛星アンテナ	一式	一式	
		一式 ・緊急時対策所：1台 ・専路機器：1台  一式 ・緊急時対策所：1台 ・専路機器：1台	一式	一式	一式
データ伝送設備	データ伝送設備 ・SPDS伝送装置 ・衛星アンテナ	デレド会議システム  IP電話	一式 ・緊急時対策所：1台 ・専路機器：1台  一式 ・緊急時対策所：1台 ・専路機器：1台	一式 ・緊急時対策所：1台 ・専路機器：1台	
		IP-FAX	一式 ・緊急時対策所：3台 （有線系：2台、衛星系：1台） ・専路機器：4台	一式 ・緊急時対策所：3台 （有線系：2台、衛星系：1台） ・専路機器：4台	一式 ・緊急時対策所：3台 （有線系：2台、衛星系：1台） ・専路機器：4台
		SEIS伝送装置	一式 （緊急時対策機器） ・SPDS伝送装置 ・衛星アンテナ	一式	一式

注記 \*1：設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じて適宜改善していく。  
 \*2：発電所内と発電所外で共用。  
 \*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。



保安規定第66条

表66-18「アクセスルートの確保」

66-18-1「ブルドーザおよびバックホウ」

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) SA43条共4 補足説明資料 (分散配置)

表66-18 アクセスルートの確保

66-18-1 ブルドーザおよびバックホウ①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
ブルドーザおよびバックホウ	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	ブルドーザ  バックホウ	1台  1台

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十三条（1.0）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ブルドーザ及びバックホウ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）第四十三条（1.0）

「重大事故等対処設備」として、重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び管路が確保できるよう、適切な措置を講じたものである（実効性のある運用管理を行う）こと。

④ 重大事故等が発生し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水、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、原子炉建屋への放水等、発電所に配備している可搬型重大事故等対処設備の用途は多岐にわたる。屋外のアクセスルートを確保するためのブルドーザ及びバックホウについては、これらの可搬型重大事故等対処設備にそれぞれ要求され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 ブルドーザ及びバックホウは、可搬型重大事故等対処設備であるが可搬型代替電源及び可搬型注水設備でないことから1N要求機器であり、それぞれ1台で重大事故等発生時のアクセスルートを確保できる設計としていることから、それぞれ1台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-1）

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. ブルドーザについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長
2. バックホウについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長

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. 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。）

「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。

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. 動作可能なブルドーザが所要数を満たしていない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 防災課長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※2。	10日間	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。 ブルドーザ及びバックホウは、1N要求設備であるため、所要数が1N未満に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><b>【運転、起動及び高温停止】</b> A1., B1.ブルドーザ及びバックホウは重大事故等時に可搬型重大事故等対処設備を運用するためのアクセスルートを確認する設備であり、運転/停止中の炉心及び使用済燃料プールの燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に分類されてLCO設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計装」の機能喪失時に要求されるAOTの「10日間」を準用し、「10日間」とする。</p> <p>A2., B2.当該設備の機能を補完する代替措置(重機の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は、「事故時計装」の機能喪失時に要求されるAOTの「10日間」を準用し、「10日間」とする。</p> <p>C1., C2.既保安規定と同様の設定とする。</p> <p><b>【冷温停止及び燃料交換】</b> A1., B1.ブルドーザ及びバックホウ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., B2.ブルドーザ及びバックホウの機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。</p>
	B. 動作可能なバックホウが所要数を満たしていない場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または B2. 防災課長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※2。	10日間	
	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能なブルドーザが所要数を満たしていない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに	
	B. 動作可能なバックホウが所要数を満たしていない場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 防災課長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに	
<p>※1：代替品の補充等をいう。</p> <p>※2：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Cには移行しない。</p>				

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。

なお、洪水、地滑り及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

船舶の衝突に対しては、カーテンウォールにより船舶の侵入が阻害されることからアクセスルートへの影響はない。

電磁的障害に対しては、道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、

周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり)、その他自然現象による影響(風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響)を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザ及びバックホウをそれぞれ1台使用する。ブルドーザの保有数は1台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管する設計とする。また、バックホウの保有数は1台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管する設計とする。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、基準津波に対し余裕を考慮した高さの防潮堤及び防潮壁で防護することにより、複数のアクセスルートを確保する設計とする。

また、高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。

森林火災については、通行への影響を受けない距離にアクセスルートを確保する設計とする。

飛来物(航空機落下)、爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガスに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び敷地

分散配置  
 関連個所を下線にて示す

(3) 「n」の可搬型設備(2/2)

設備名	配備数	必要容量	予備	保管場所					備考
				第1	第2	第3	第4	緊急時 対策建屋	
電源車（緊急時対策 所用）	2台	1台	1台	—	—	—	1台	1台	・緊急時対策所用代替交流電源 設備 ・故障時バックアップ及び保守 点検待機除外時バックアップ 1台（可搬型代替交流電源設 備及び可搬型代替直流電源設 備として使用する電源車の予 備と兼用）
ケーブル（1組：25m）	2組	1組	1組	—	—	—	1組	1組	・緊急時対策所用代替交流電源 設備 ・故障時バックアップ及び保守 点検待機除外時バックアップ 1組（可搬型代替交流電源設 備及び可搬型代替直流電源設 備として使用するケーブルの 予備と兼用）

\*各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

表7 アクセスルート確保のための可搬型設備

設備名	配備数	必要容量	予備	保管場所					備考
				第1	第2	第3	第4	緊急時 対策建屋	
ブルドーザ	2台	<u>1台</u>	1台	1台	—	—	1台	—	・故障時バックアップ及び保 守点検待機除外時バックア ップ1台
バックホウ	2台	<u>1台</u>	1台	1台	—	—	1台	—	・故障時バックアップ及び保 守点検待機除外時バックア ップ1台

\*各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

保安規定第66条

表66-19「大容量送水ポンプ」

66-19-1「大容量送水ポンプ（タイプI）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1（系統図）

添付-2 運転上の制限に関する所要数，必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八（所要数，必要容量）

- (2) 設置変更許可申請書 添付八（設備仕様）

- (3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書（設定根拠）

- (4) SA43条共4補足説明資料（分散配置）



保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考									
<p>表66-19 大容量送水ポンプ</p> <p>66-19-1 大容量送水ポンプ (タイプI) ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="457 1626 590 2775"> <tr> <td>項目②</td> <td>運転上の制限③</td> </tr> <tr> <td>大容量送水ポンプ (タイプI)</td> <td>大容量送水ポンプ (タイプI) の所要数が動作可能であること*1</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="632 1626 995 2775"> <tr> <td>適用される原子炉の状態④</td> <td>設備⑤</td> <td>所要数⑥</td> </tr> <tr> <td>運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 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</td> <td>大容量送水ポンプ (タイプI)</td> <td>4台*2</td> </tr> </table> <p>※1：動作可能とは、大容量送水ポンプ (タイプI) およびホースにより送水できる (海を水源とすることを含む。) ことをいう。          大容量送水ポンプ (タイプI) を使用する各系統の必要数は以下のとおり。  <b>【注水設備および水の供給設備*3*4*5】</b>          「66-4-3 低圧代替注水系 (可搬型)」、「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」、「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)」、「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)」、「66-9-1 燃料プール代替注水系」、「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」および「66-11-3 海水供給設備」：1台×2  <b>【除熱設備*4】</b>          「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」：1台×2          ※2：大容量送水ポンプ (タイプI) は、第1保管エリア、第2保管エリアおよび第3保管エリアに分散配置されていること。          ※3：注水用ヘッダを含む。          ※4：ホース延長回収車を含む。必要数は、「66-19-2 大容量送水ポンプ (タイプII)」と合わせて2台×2とする。          ※5：「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)」および「66-9-2 燃料プールのスプレイ系」については、可搬型ストレーナを含む。</p>	項目②	運転上の制限③	大容量送水ポンプ (タイプI)	大容量送水ポンプ (タイプI) の所要数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 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 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	大容量送水ポンプ (タイプI)	4台*2	<p>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) 第四十八条 (1. 5)          設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十九条 (1. 6)          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) 第五十一条 (1. 8)          設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十四条 (1. 11)          設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十六条 (1. 13)          が該当する。</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプI) は、重大事故等対処設備として下記機能の対応手段にて使用し、保安規定第66条の各表にて大容量送水ポンプ (タイプI) を使用した各系統が動作可能であることを運転上の制限としている。</p> <p>a. 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          66-4-3 低圧代替注水系 (可搬型)          b. 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 原子炉格納容器フィルタベント系          66-5-4 原子炉補機代替冷却水系          c. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備          66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)          d. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備          66-7-3 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)          e. 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          66-9-2 燃料プールのスプレイ系          f. 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備          66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備          66-11-3 海水供給設備</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプI) の所要数については、各手段で兼用した台数としていることから、本表にて大容量送水ポンプ (タイプI) の確認事項及び大容量送水ポンプ (タイプI) が動作不能な場合に要求される措置を一括して整理する。</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 可搬型重大事故等対処設備である大容量送水ポンプ (タイプI) 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> <p>④ 大容量送水ポンプ (タイプI) の機能が要求されている、保安規定第66条各表の下記の適用される原子炉の状態より、「運転、起動及び高温停止」、「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又は(1) 原子炉内から全位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが閉の場合)」、「運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換」に照射された燃料を貯蔵している期間にて対応する設備が異なることから要求される措置にてそれぞれ動作不能とみなす設備を定める。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))</p>
項目②	運転上の制限③										
大容量送水ポンプ (タイプI)	大容量送水ポンプ (タイプI) の所要数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 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 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	大容量送水ポンプ (タイプI)	4台*2									



次の適用される原子炉の状態で、動作不能とみなす設備は以下のとおり。

- 「運転、起動及び高温停止」を適用
  - ・ 66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系
  - ・ 66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）
  - ・ 66-7-3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

「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）」を適用

- ・ 66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）
- ・ 66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備

「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」を適用

- ・ 66-5-4 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 66-11-3 海水供給設備

「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」を適用

- ・ 66-9-1 燃料プール代替注水系
- ・ 66-9-2 燃料プールのスプレイ系

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 「設置許可基準規則」（技術基準規則）の要求では、2Nが求められる設備は、条文要求により、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電気を供給するものに限る。）が該当することから、大容量送水ポンプ（タイプI）による低圧代替注水、原子炉格納容器代替スプレイ等を使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は2N要求とし、2セット4台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付一2）

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

a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）

項目1が該当。

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

大容量送水ポンプ（タイプI）に必要な流量・揚程は、下記のとおり各手段で求められる機能毎に異なる。性能確認としては、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給を同時に使用した場合又は原子炉補機代替冷却水系を使用した場合において、必要な流量・揚程を確保できる値を確認する。（添付一2）

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 大容量送水ポンプ（タイプI）の性能確認を実施し、以下の項目を満足することを確認する。 (1) 流量が10m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が21.6m以上。 (2) 流量が50m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が98.8m以上。 (3) 流量が88m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が95.0m以上。 (4) 流量が114m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が42.1m以上。 (5) 流量が126m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が116.1m以上。 (6) 流量が150m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が30.8m以上。 (7) 流量が199m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が117.8m以上。 (8) 流量が1,200m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が94.8m以上。	1年に1回	防災課長
2. 大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長

大容量送水ポンプ (タイプ I) 公称値 (容量 1,440m<sup>3</sup>/h, 揚程 122m)

系 統	機 能	必要台数 (最大数) 【台】 N=必要台数	必要流量 【m <sup>3</sup> /h】	揚程 【m】
低圧代替注水系 (可搬型)	低圧代替注水		199	117.8 <sup>**1</sup>
原子炉格納容器フィルタ ベント系	フィルタ装置 水張り		10	21.6 <sup>**2</sup>
原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系 (可搬型)	格納容器代替 スプレイ		88	95.0 <sup>**1</sup>
原子炉格納容器下部注水 系 (可搬型)	格納容器下部 注水		50	98.8 <sup>**1</sup>
燃料プール代替注水系	常設配管を使 用した注水 可搬型を使用 した注水	1 (2N)	114	42.1 <sup>**1**3</sup>
燃料プールスプレイ系	常設配管を使 用したスプレ イ 可搬型を使用 したスプレイ		126	116.1 <sup>**1**4</sup>
復水貯蔵タンクへの供給 設備	復水貯蔵タン クへの補給		150	30.8 <sup>**1**3</sup>
原子炉補機代替冷却水系	原子炉補機代 替冷却水系熱 交換器ユニッ トへの送水	1 (2N)	1,200	94.8 <sup>**1</sup>

※1：海を水源として使用した場合

※2：淡水貯水槽を水源として使用した場合

※3：常設配管に使用する場合の揚程であり、可搬型に使用する場合の揚程は 36.6m となる。

※4：常設配管に使用する場合の揚程であり、可搬型に使用する場合の揚程は 82.9m となる。

b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目 2 が該当。

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

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	(3) 要求される措置	条件⑧	要求される措置⑧	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 上記③のとおり、運転上の制限を所要数が動作可能であることとしてしていることから、動作不能となり所要数を満足していない場合を条件とする。 動作可能な台数が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。</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】</p> <p>A1. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が4台未満となった場合には、残りの大容量送水ポンプ(タイプI)が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が注水設備及び水の供給設備用で1台以上かつ除熱設備用で1台以上の場合には、条件Aで要求される措置を継続して実施し、該当しない場合には条件B,C又はDへ移行し、各条件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. 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、設置許可基準規則第四十七条～第五十二条における大容量送水ポンプ(タイプI)を使用する各対応手段の主な起因である原子炉压力容器の冷却機能喪失時、原子炉格納容器の冷却機能喪失時及び全交流動力電源喪失時において、最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系及び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水系含む。)が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A3. 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(可搬型ポンプの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。</p> <p>A4. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限(2N未満(1N以上))の「30日間」とする。</p> <p>B1. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が3台未満となった場合(動作可能な注水設備および水の供給設備用が1台未満の場合)には、残りの大容量送水ポンプ(タイプI)が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が除熱設備用1台以上の場合には、条件Bで要求される措置を継続して実施し、1台未満の場合には条件Dへ移行し、条件D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>B2. 注水設備及び水の供給設備に動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が1N未満の場合、大容量送水ポンプ(タイプI)を使用する設備が機能喪失した状態となることから、各対応する設備を動作不能とみなし、それぞれの要求される措置を“速やかに”実施する。</p> <p>B3. 大容量送水ポンプ(タイプI)を使用する各対応手段の主な起因である全交流動力電源喪失時において、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</p>
		A. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が4台未満の場合(動作可能な注水設備および水の供給設備用が1台以上かつ動作可能な除熱設備用が1台以上の場合)	<p>要求される措置⑧</p> <p>A1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ(タイプI)が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>A2. 発電課長は、残留熱除去系1系列および非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>A3. 防災課長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および</p> <p>A4. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	
	B. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が3台未満の場合(動作可能な注水設備および水の供給設備用が1台未満の場合)	<p>B1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ(タイプI)が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>B2. 防災課長は、低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器フィルター系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、復水貯蔵タンクへの供給設備および海水供給設備を動作不能とみなす。 および</p> <p>B3. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※8</sup>が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>B4. 防災課長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および</p> <p>B5. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>完了時間</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	

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	<p>却海水系含む。)が該当し、完了時間は「速やかに」とする。</p> <p>B4. A3.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>B5. A4.と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p> <p>C1. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が3台未満となった場合(動作可能な除熱設備が1台未満の場合)には、残りの大容量送水ポンプ(タイプI)が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が注水設備及び水の供給設備用1台以上の場合には、条件Cで要求される措置を継続して実施し、1台未満の場合には条件Dへ移行し、条件D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>C2. 除熱設備に動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が1N未満の場合、大容量送水ポンプ(タイプI)を使用する設備が機能喪失した状態となることから、各対応する設備を動作不能とみなし、それぞれの要求される措置を「速やかに」実施する。</p> <p>C3. 大容量送水ポンプ(タイプI)を使用する各対応手段の主な起因である全交流動力電源喪失時において、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。)が該当し、完了時間は「速やかに」とする。</p> <p>C4. A3.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>C5. A4.と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p> <p>D1. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が1台未満の場合、大容量送水ポンプ(タイプI)を使用する設備が機能喪失した状態となることから、各対応する設備を動作不能とみなし、それぞれの要求される措置を「速やかに」実施する。</p> <p>D2. 大容量送水ポンプ(タイプI)を使用する各対応手段の主な起因である全交流動力電源喪失時において、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。)が該当し、完了時間は「速やかに」とする。</p> <p>D3. A3., B2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>D4. A4., B3と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p> <p>E1., E2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転	C. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が3台未満の場合(動作可能な除熱設備が1台未満の場合)	C1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ(タイプI)が動作可能であることを確認する。 および C2. 防災課長は、原子炉補機代替冷却水系を動作不能とみなす。 および C3. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*8</sup> が動作可能であることを確認する。 および C4. 防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および C5. 防災課長は、当該設備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  3日間  10日間	
運転	D. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプI)が1台未満の場合	D1. 防災課長は、低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉補機代替冷却水系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、復水貯蔵タンクへの供給設備および海水供給設備を動作不能とみなす。 および D2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*8</sup> が動作可能であることを確認する。 および D3. 防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および D4. 防災課長は、当該設備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	
運転	E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 発電課長は、高温停止にする。 および E2. 発電課長は、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	A. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が4台未満の場合（動作可能な注水設備および水の供給設備用が1台以上かつ動作可能な除熱設備用が1台以上の場合）	A1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能なことを確認する。 および A2. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A3. 発電課長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する。 および A4. 防災課長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに
	B. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が3台未満の場合（動作可能な注水設備および水の供給設備用が1台未満の場合）	B1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能なことを確認する。 および B2. 防災課長は、低圧代替注水系（可搬型）、復水貯蔵タンクへの供給設備および海水供給設備および復水貯蔵タンクへの供給設備について、原子炉が次に示す状態となった場合は除く。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合。 および B3. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B4. 発電課長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する。 および B5. 防災課長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに

【冷温停止及び燃料交換】

A1. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.と同様。

A2. 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。

A3. 原子炉が停止している状態であり、保安規定第60条（非常用ディーゼル発電機その2）で要求される非常用ディーゼル発電機1台が動作可能であることを“速やかに”起動し確認する。

大容量送水ポンプ（タイプI）を使用する各対応手段の主な起因である全交流動力電源喪失時において、最も実効的な設計基準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水系含む）が該当し、完了時間は“速やかに”とする。

A4. 【運転、起動及び高温停止】におけるA3.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。

B1. 【運転、起動及び高温停止】におけるB1.と同様。

B2. 【運転、起動及び高温停止】におけるB2.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、動作不能とみなす設備は低圧代替注水系（可搬型）、復水貯蔵タンクへの供給設備及び海水供給設備とする。なお、低圧代替注水系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの供給設備について、原子炉が次に示す状態となった場合は除く。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合。

B3. 【冷温停止及び燃料交換】におけるA2.と同様。

B4. 【冷温停止及び燃料交換】におけるA3.と同様。

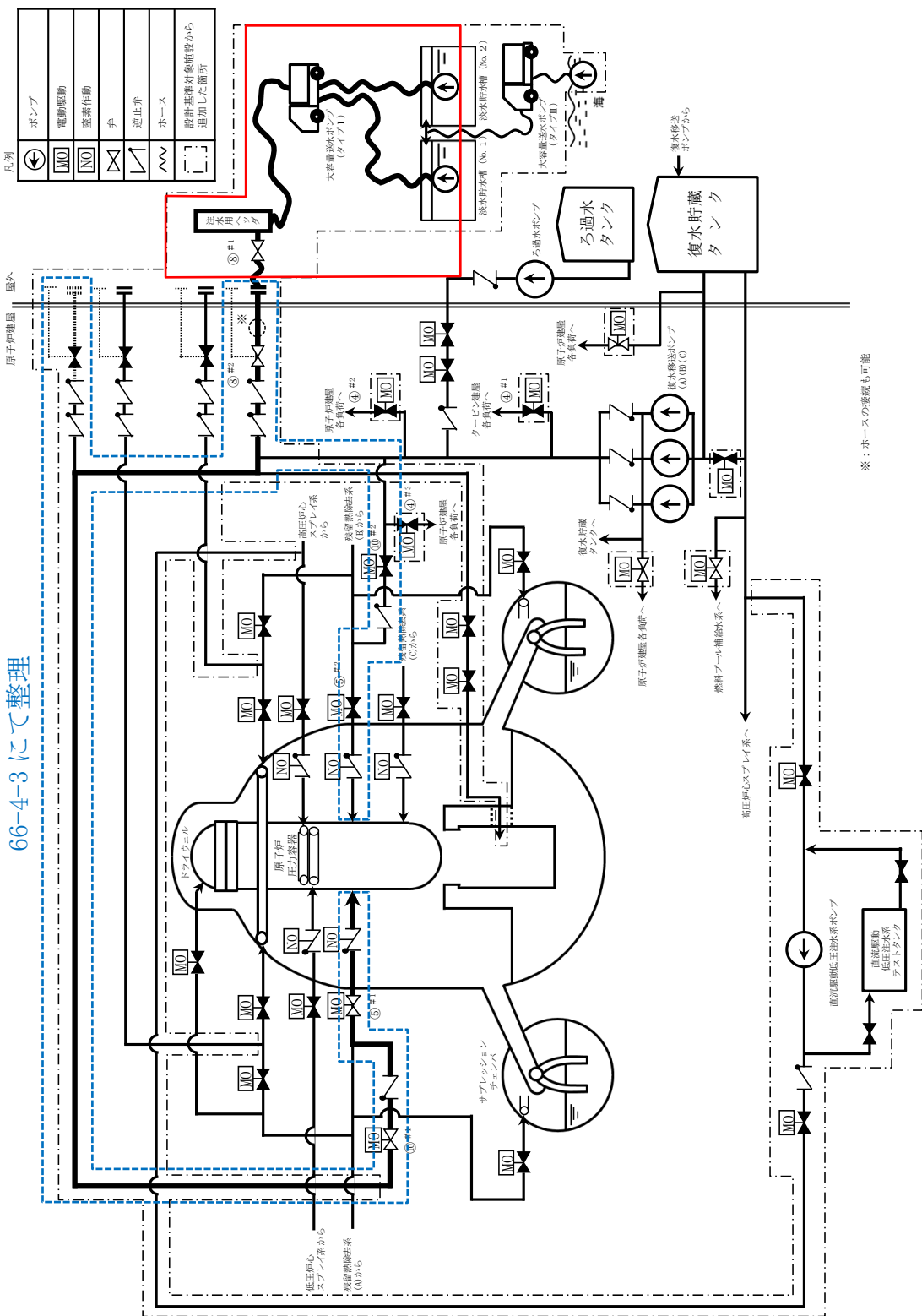
B5. 【冷温停止及び燃料交換】におけるA4.と同様。

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	<p>C1. 【運転、起動及び高温停止】におけるC1.と同様。</p> <p>C2. 【運転、起動及び高温停止】におけるC2.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、動作不能とみなす設備は原子炉補機代替冷却水系とする。</p> <p>C3. 【冷温停止及び燃料交換】におけるA2.と同様。</p> <p>C4. 【冷温停止及び燃料交換】におけるA3.と同様。</p> <p>C5. 【冷温停止及び燃料交換】におけるA4.と同様。</p> <p>D1. 【運転、起動及び高温停止】におけるD1.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、動作不能とみなす設備は低圧代替注水系（可搬型）、原子炉補機代替冷却水系、復水貯蔵タンクへの供給設備及び海水供給設備とする。なお、低圧代替注水系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの供給設備について、原子炉が次に示す状態となった場合は除く。(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開の場合。</p> <p>D2. 【冷温停止及び燃料交換】におけるA1.と同様。</p> <p>D3. 【冷温停止及び燃料交換】におけるA2.と同様。</p> <p>D4. 【冷温停止及び燃料交換】におけるA3.と同様。</p> <p>【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】</p> <p>A1. 動作可能な注水設備及び水の供給設備用の大容量送水ポンプ（タイプI）が2台未満の場合に、燃料プール代替注水系及び燃料プールのスプレイ系の動作不能時の要求される措置及び完了時間が同等なことから“速やかに”燃料プール代替注水系を動作不能とみなす。</p> <p>A2. 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> <p>A3. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。</p>
	C. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が3台未満の場合（動作可能な除熱設備用が1台未満の場合）	<p>C1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能であることを確認する。および</p> <p>C2. 防災課長は、原子炉補機代替冷却水系を動作不能とみなす。および</p> <p>C3. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。および</p> <p>C4. 発電課長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備が動作可能であることを確認する。および</p> <p>C5. 防災課長は、代替措置<sup>*7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p>	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに 速やかに	
	D. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が1台未満の場合	<p>D1. 防災課長は、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉補機代替冷却水系、復水貯蔵タンクへの供給設備および海水供給設備を動作不能とみなす<sup>*10</sup>。および</p> <p>D2. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。および</p> <p>D3. 発電課長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備が動作可能であることを確認する。および</p> <p>D4. 防災課長は、代替措置<sup>*7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p>	速やかに 速やかに 速やかに	
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	A. 動作可能な注水設備および水の供給設備用の大容量送水ポンプ（タイプI）が	<p>A1. 防災課長は、燃料プール代替注水系および燃料プールのスプレイ系を動作不能とみなす。および</p> <p>A2. 防災課長は、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>	速やかに 速やかに	

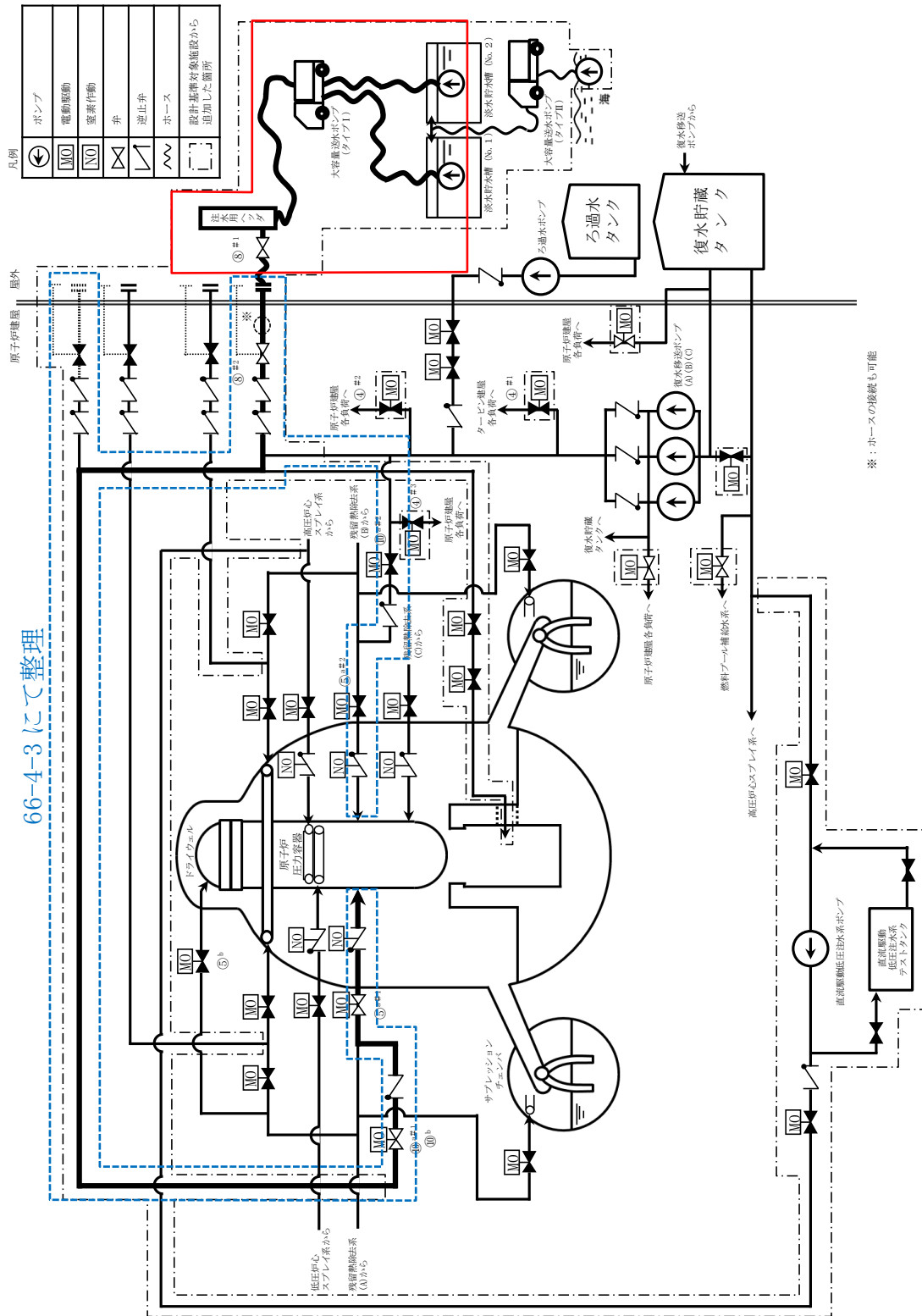
保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
2台未満の場合	および A3. 防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。		
	<p>※6：残りの残留熱除去系2系列，非常用ディーゼル発電機1台，原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※7：代替品の補充等をいう。</p> <p>※8：残りの非常用ディーゼル発電機1台，原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※9：動作可能であることを確認する機器に必要な原子炉補機冷却水系1系列，原子炉補機冷却海水系1系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：低圧代替注水系（可搬型）および復水貯蔵タンクへの供給設備について，原子炉が次の状態になった場合は除く。  (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>		



66-19-1 の範囲  
赤枠にて示す

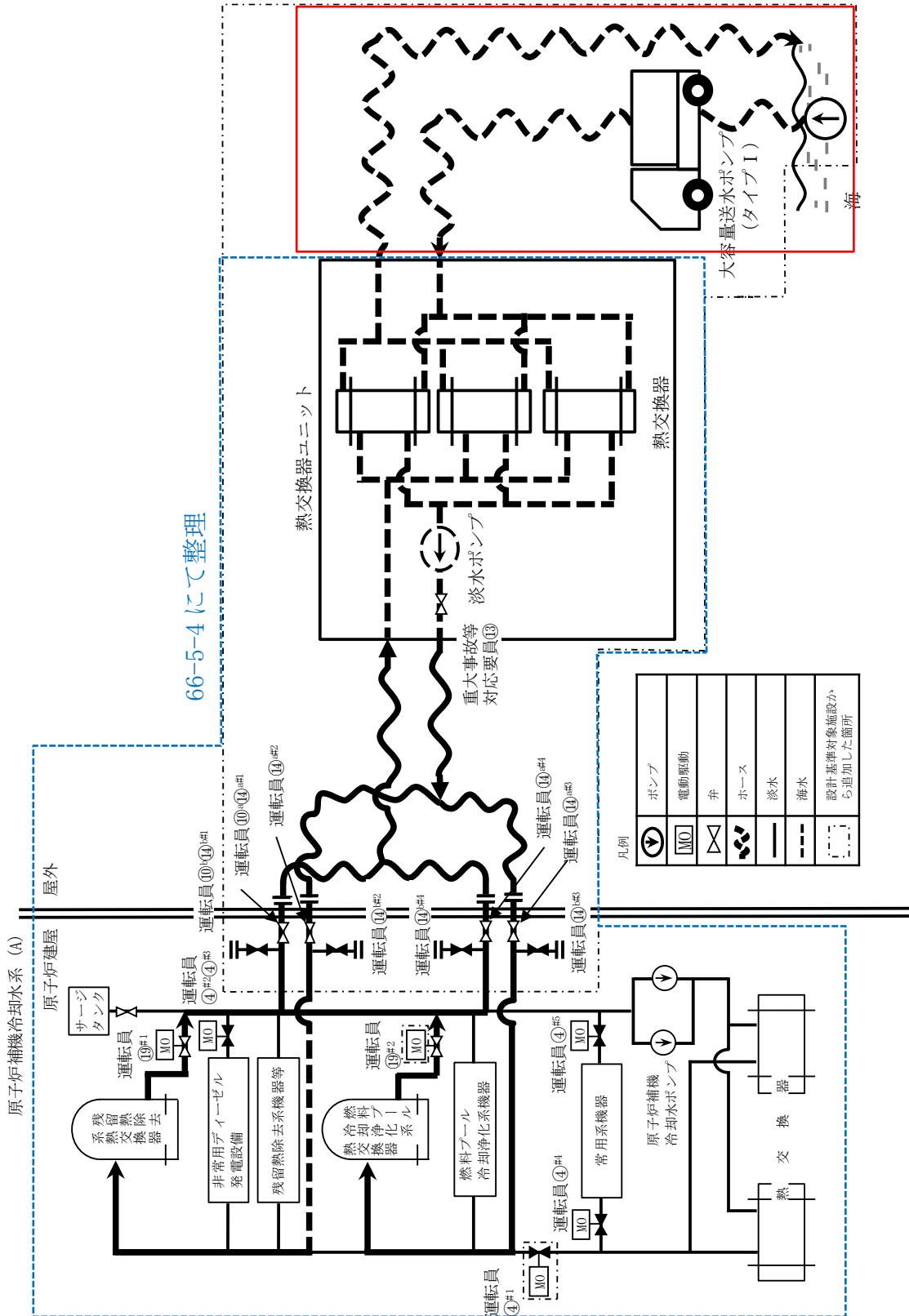


第 1.4-12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）



第 1.4-28 図 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 概要図（1/2）

66-19-1 の範囲  
赤枠にて示す



66-5-4 にて整理

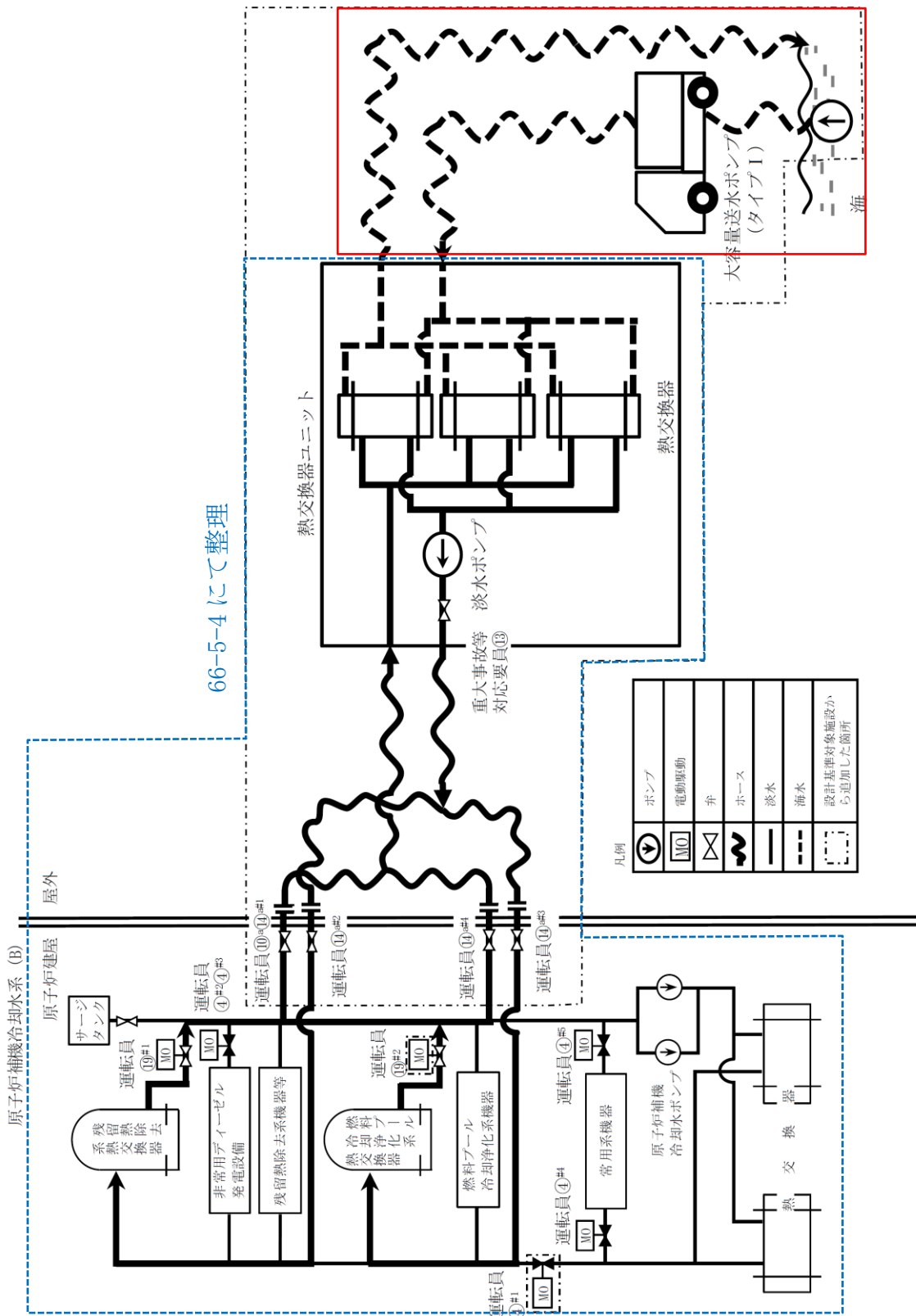
第 1.5-20 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
運転員④ <sup>#1</sup>	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)
運転員④ <sup>#2</sup>	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (A)
運転員④ <sup>#3</sup>	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (C)
運転員④ <sup>#4</sup>	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (A)
運転員④ <sup>#5</sup>	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (A)
運転員⑩ <sup>a</sup> ⑭ <sup>a#1</sup>	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)
運転員⑩ <sup>b</sup> ⑭ <sup>b#1</sup>	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)
運転員⑭ <sup>a#2</sup>	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)
運転員⑭ <sup>a#3</sup>	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)
運転員⑭ <sup>a#4</sup>	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)
運転員⑭ <sup>b#2</sup>	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)
運転員⑭ <sup>b#3</sup>	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (C)
運転員⑭ <sup>b#4</sup>	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (C)
運転員⑲ <sup>#1</sup>	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁
運転員⑲ <sup>#2</sup>	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁
重大事故等対応要員⑬	淡水ポンプ出口弁

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5-20 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

66-19-1 の範囲  
赤枠にて示す



第 1.5-24 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)

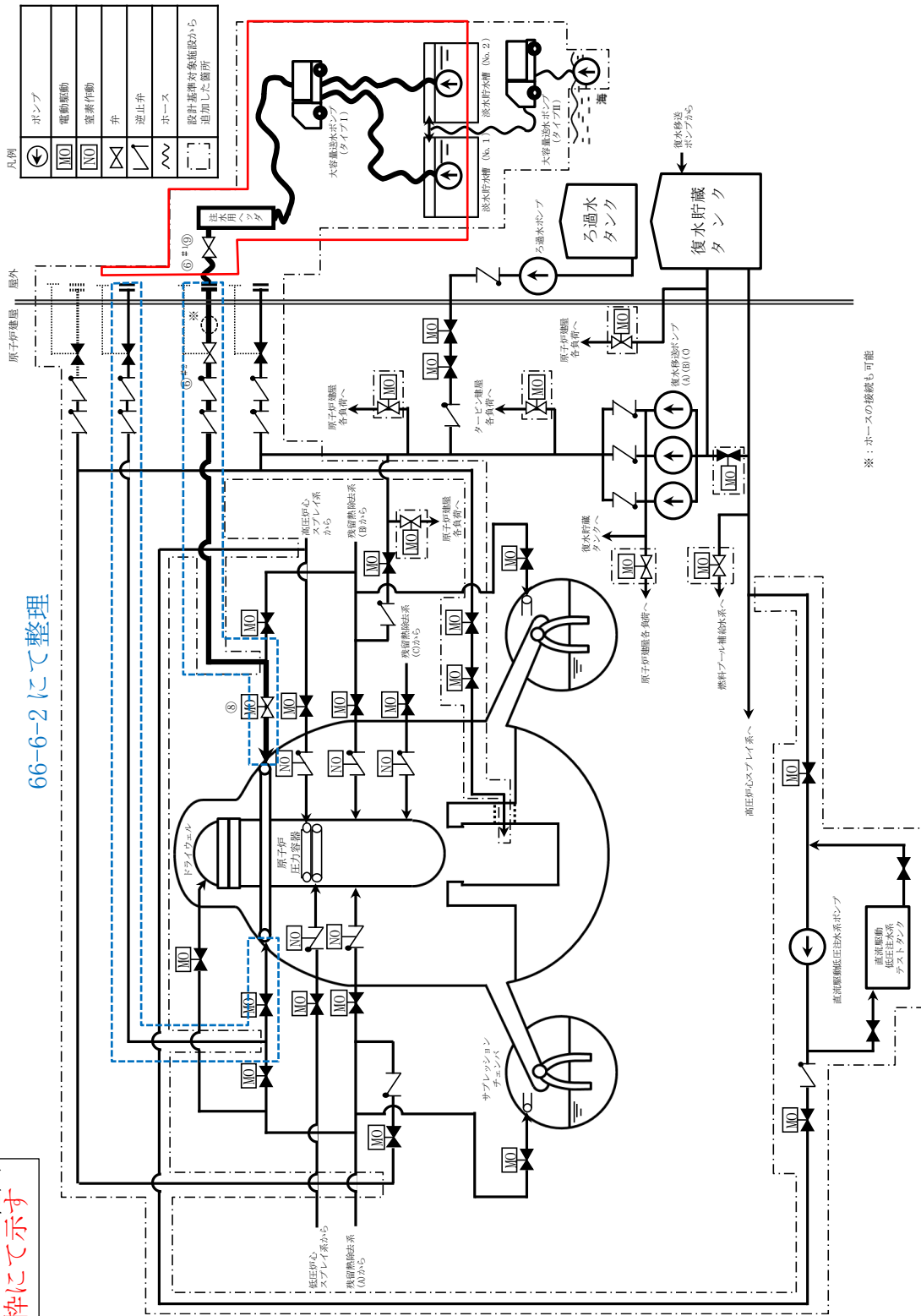
操作手順	弁名称
運転員④ <sup>#1</sup>	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)
運転員④ <sup>#2</sup>	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (B)
運転員④ <sup>#3</sup>	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (D)
運転員④ <sup>#4</sup>	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (B)
運転員④ <sup>#5</sup>	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (B)
運転員⑩ <sup>o</sup> ⑭ <sup>o#1</sup>	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)
運転員⑭ <sup>o#2</sup>	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)
運転員⑭ <sup>o#3</sup>	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)
運転員⑭ <sup>o#4</sup>	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)
運転員⑰ <sup>#1</sup>	RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁
運転員⑰ <sup>#2</sup>	FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁
重大事故等対応要員⑬	淡水ポンプ出口弁

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5-24 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

66-19-1 の範囲  
赤枠にて示す

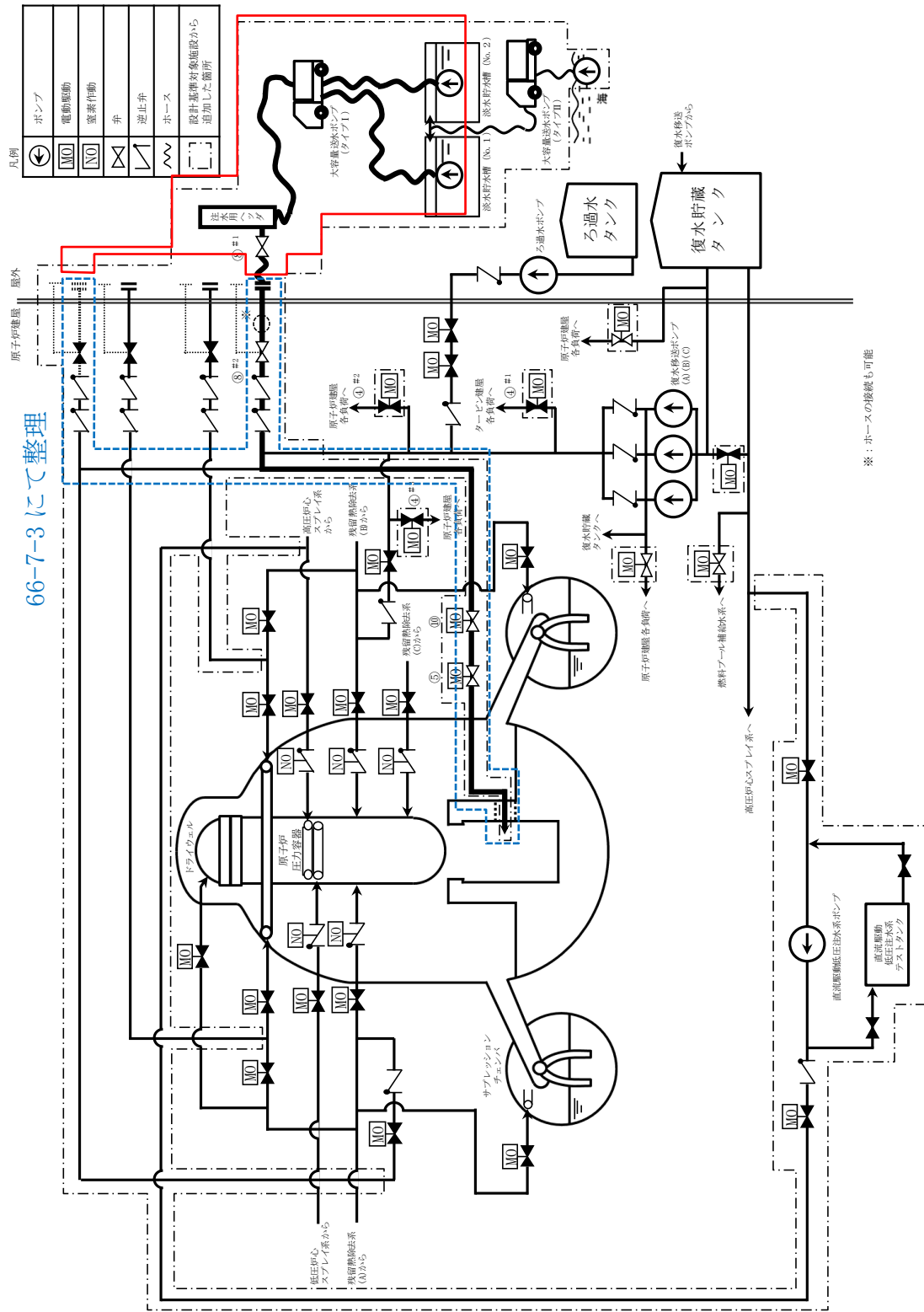
66-6-2 にて整理



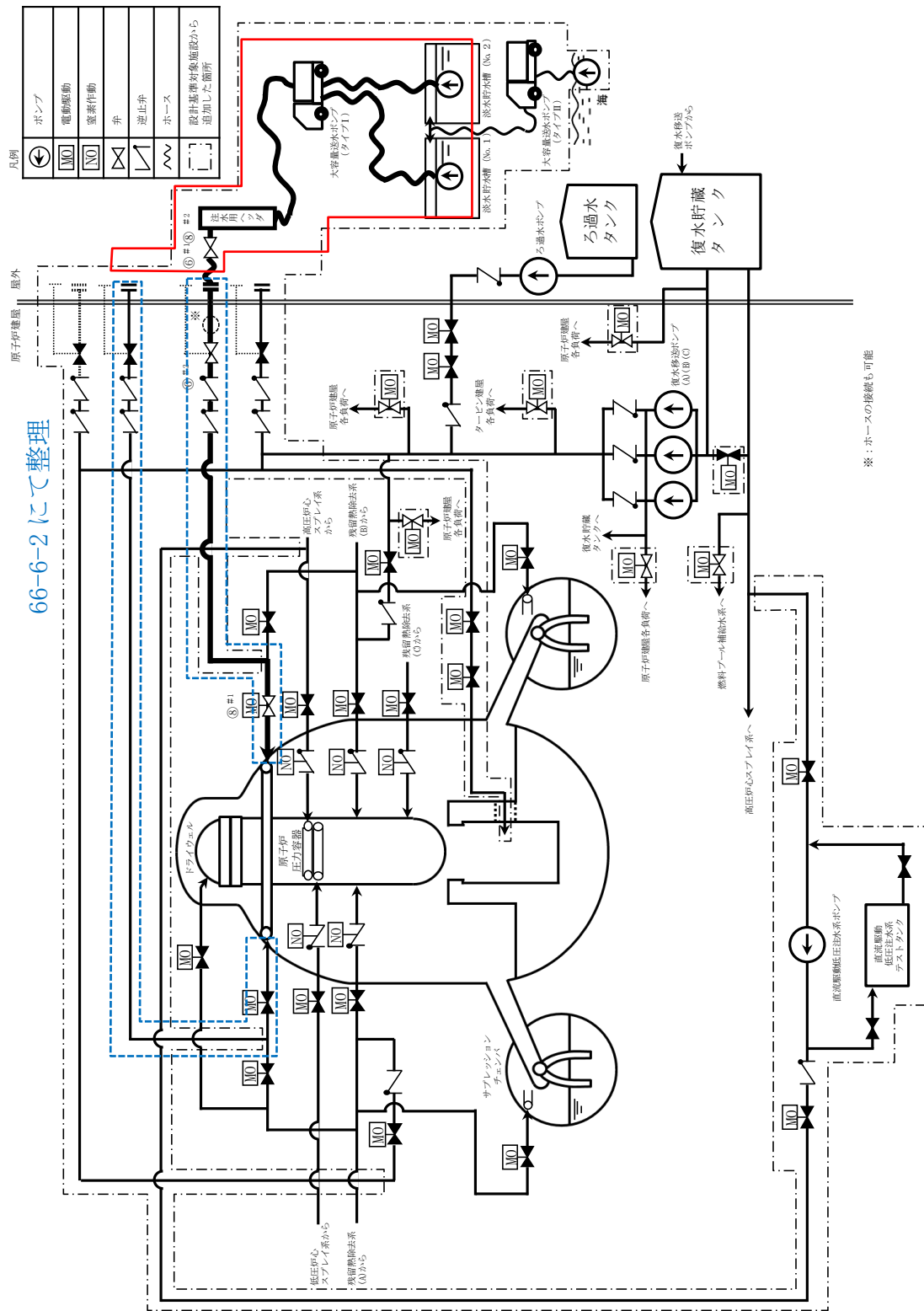
第 1.6-13 図 原子炉格納容器代替スプレイスライヤ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイスライヤ概要図 (1/2)



66-19-1 の範囲  
赤枠にて示す

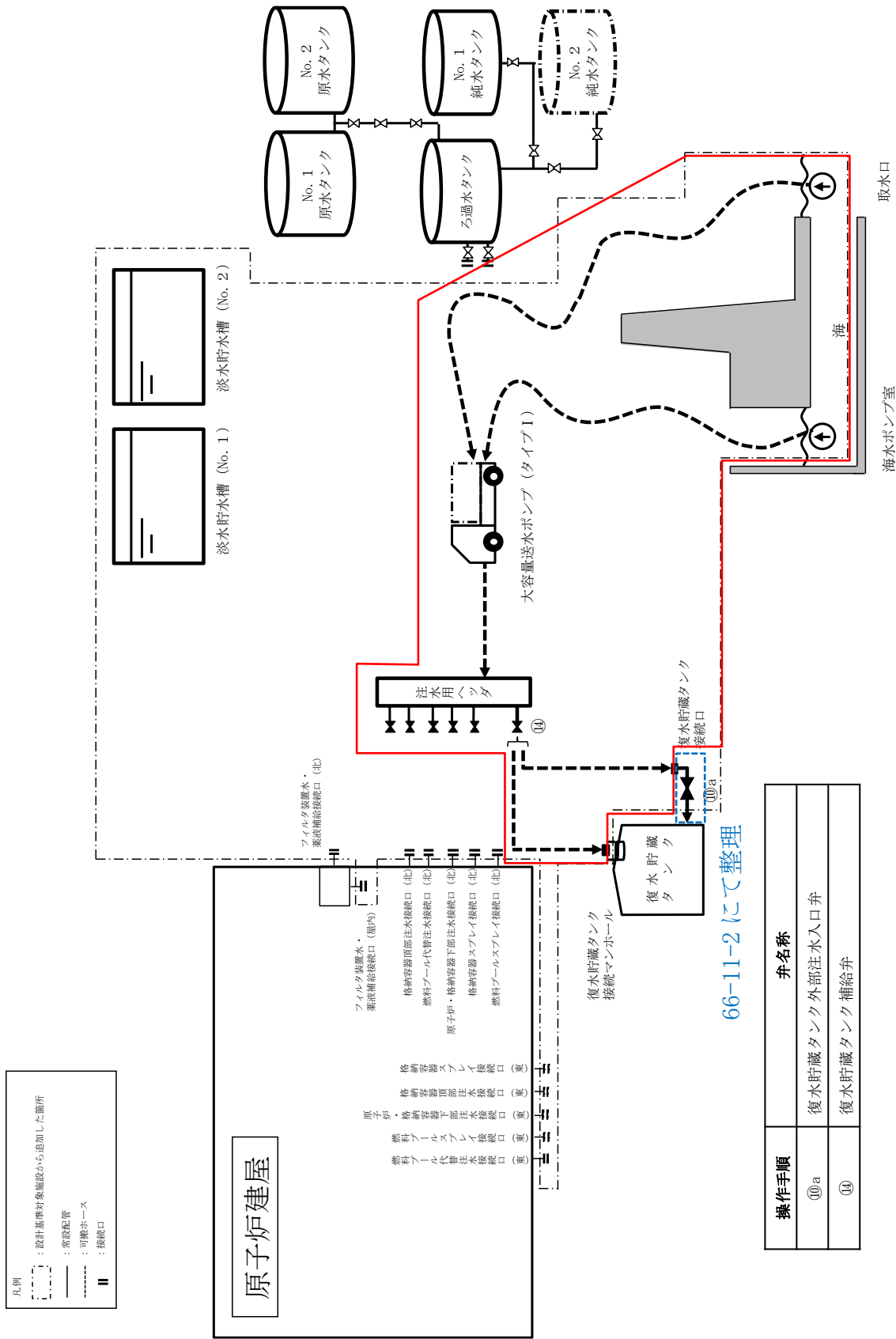


第 1.8-8 図 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）



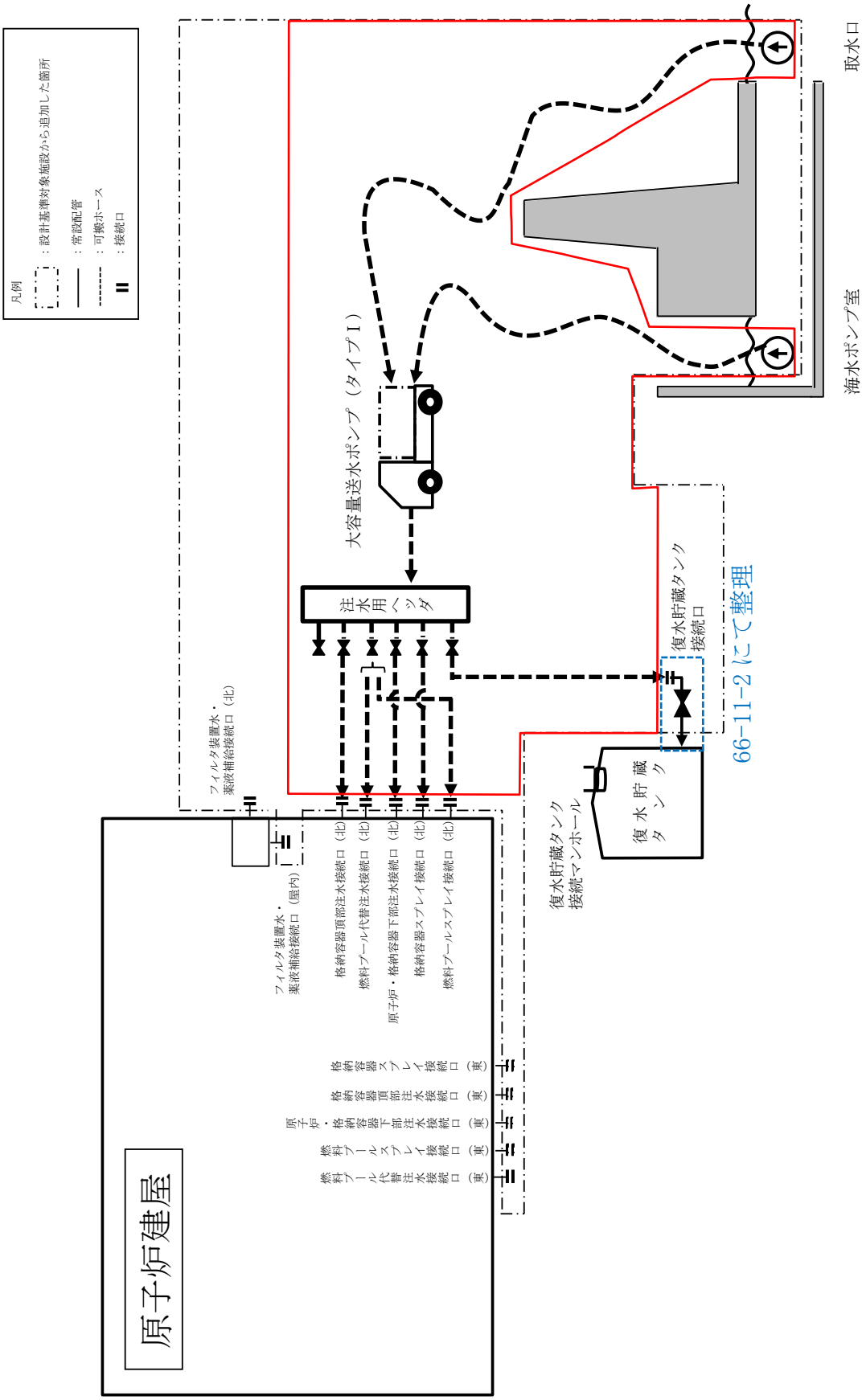
第 1.8-14 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）



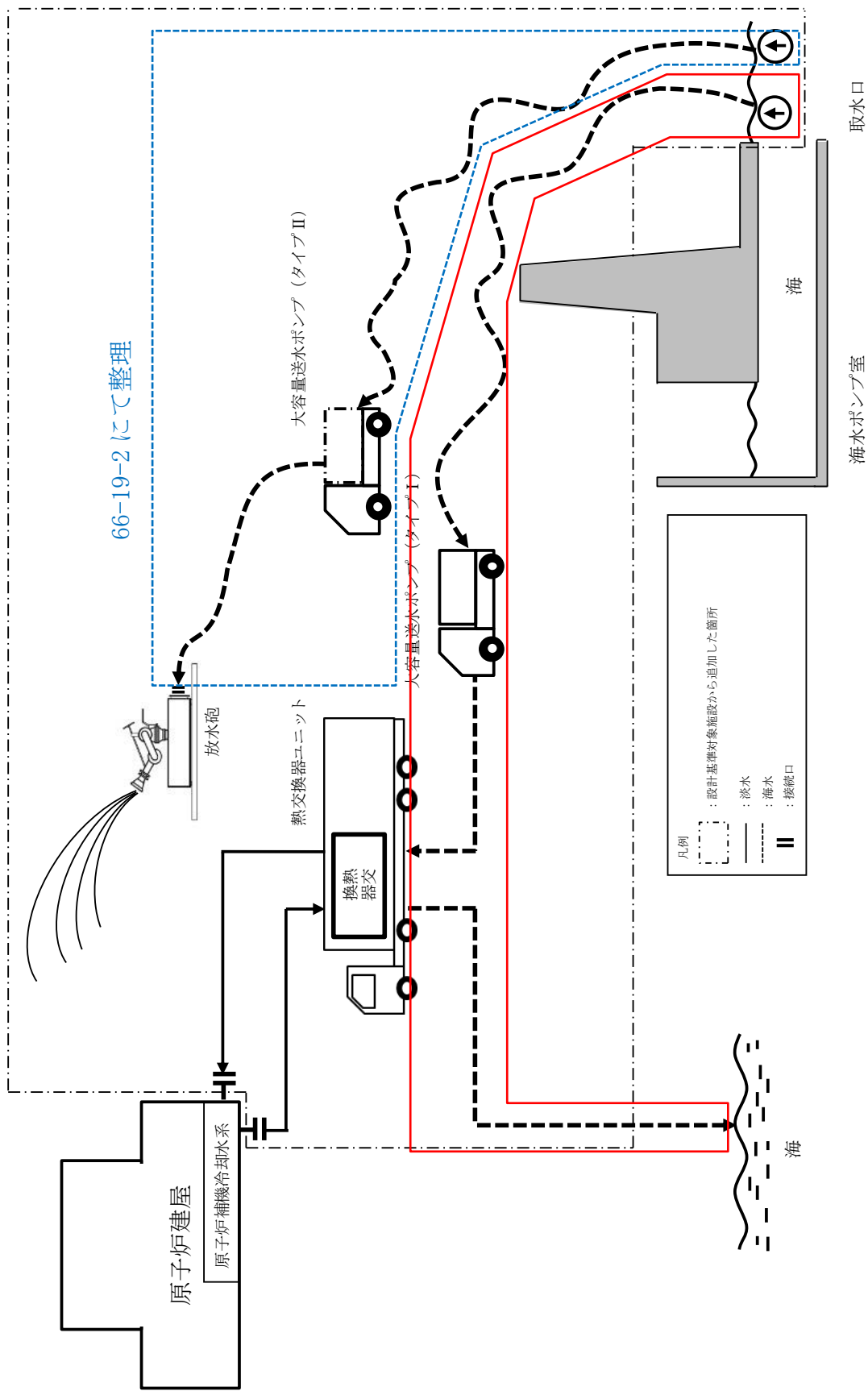


第 1.13-19 図 海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) による復水貯蔵タンクへの補給概要図

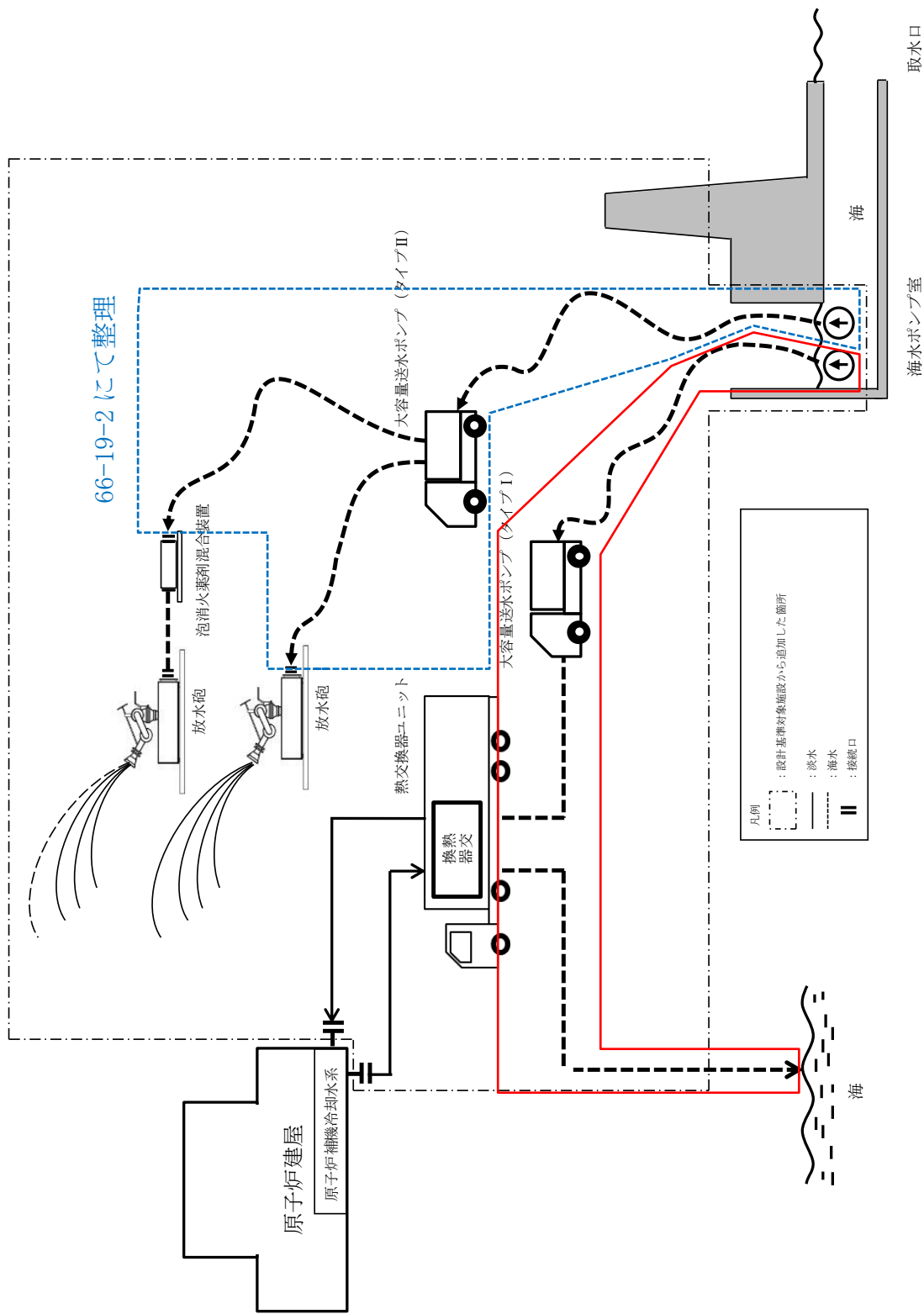
66-19-1の範囲  
赤枠にて示す



第 1.13-6 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水 (各種注水) 概要図  
(原子炉建屋北側接続の場合)



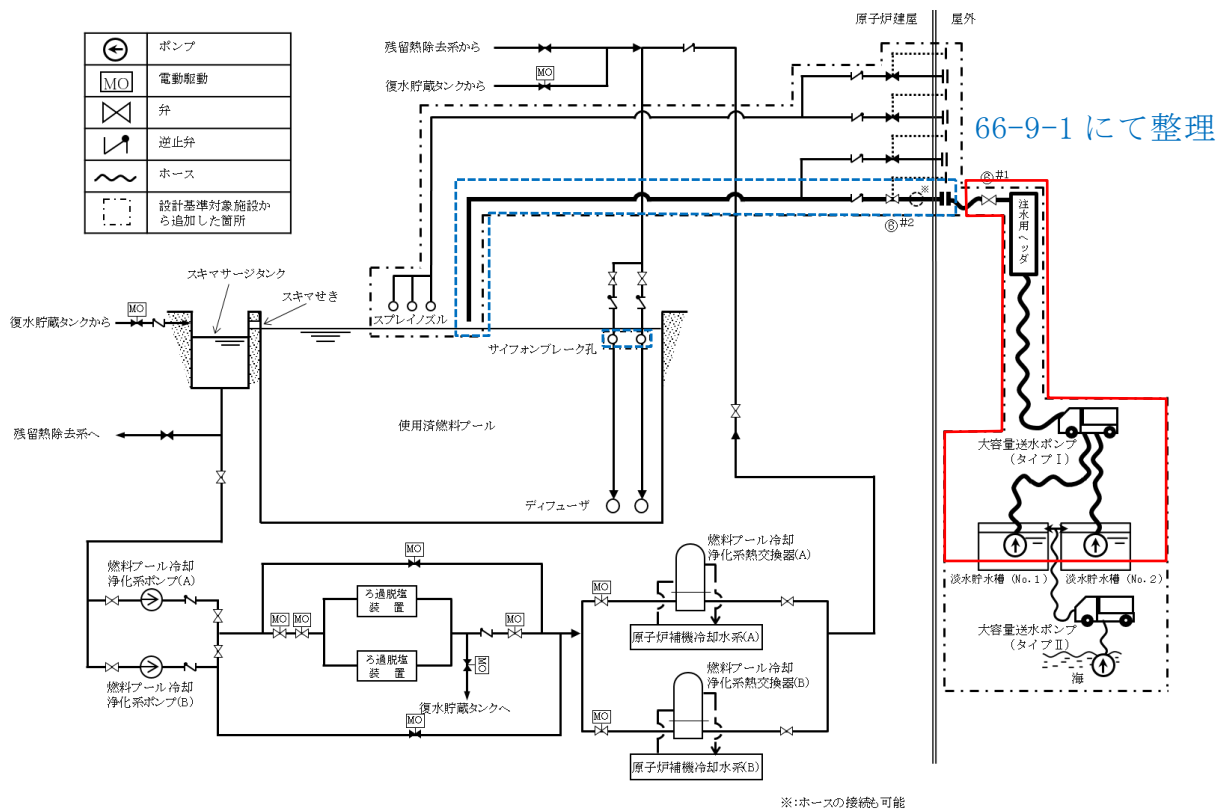
第 1.13-9 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水 (各種供給) 概要図 (1/2)  
(取水口から海水を取水する場合)



第 1.13-10 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水 (各種供給) 概要図 (2/2)  
 (海水ポンプ室から海水を取水する場合)



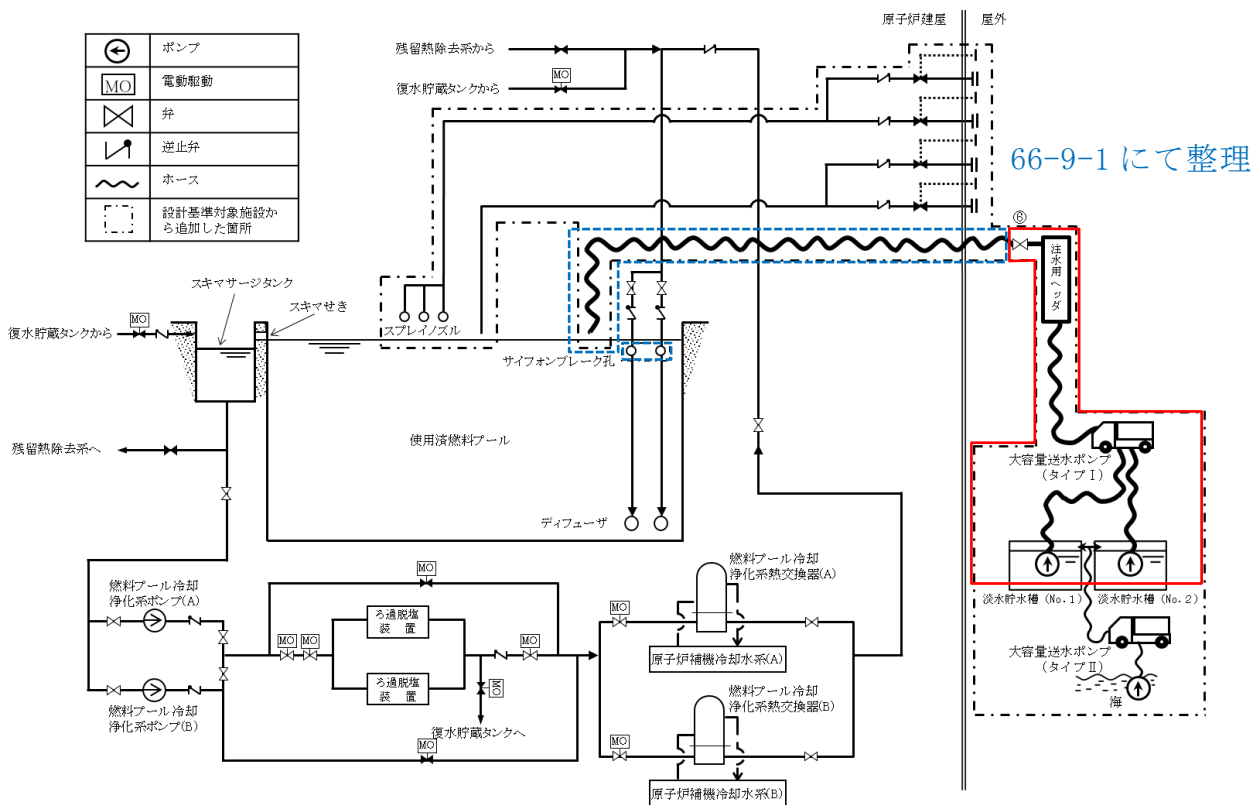
66-19-1 の範囲  
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
⑥ #1	燃料プール注水・スプレイ（常設配管）弁
⑥ #2	原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

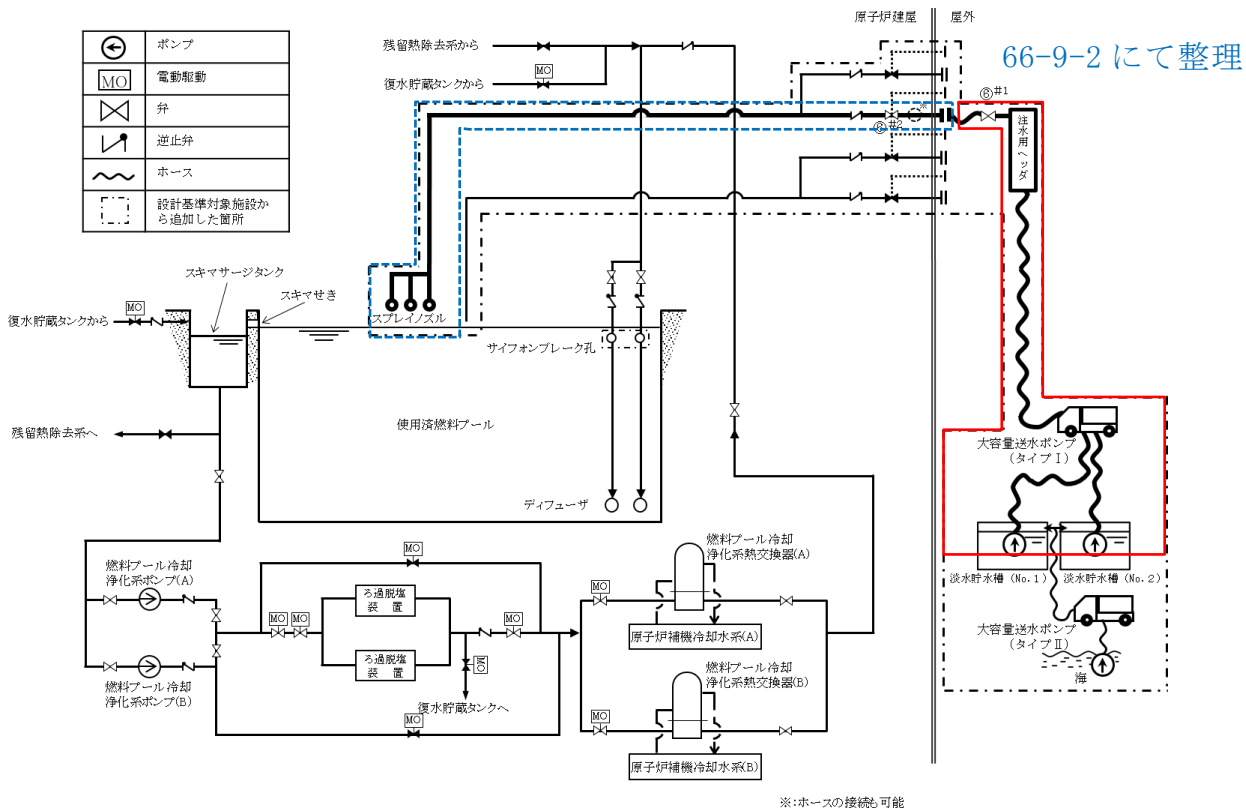
第 1.11-5 図 燃料プール代替注水系（常設配管） 概要図



操作手順	弁名称
⑥	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁

第 1.11-9 図 燃料プール代替注水系 (可搬型) 概要図

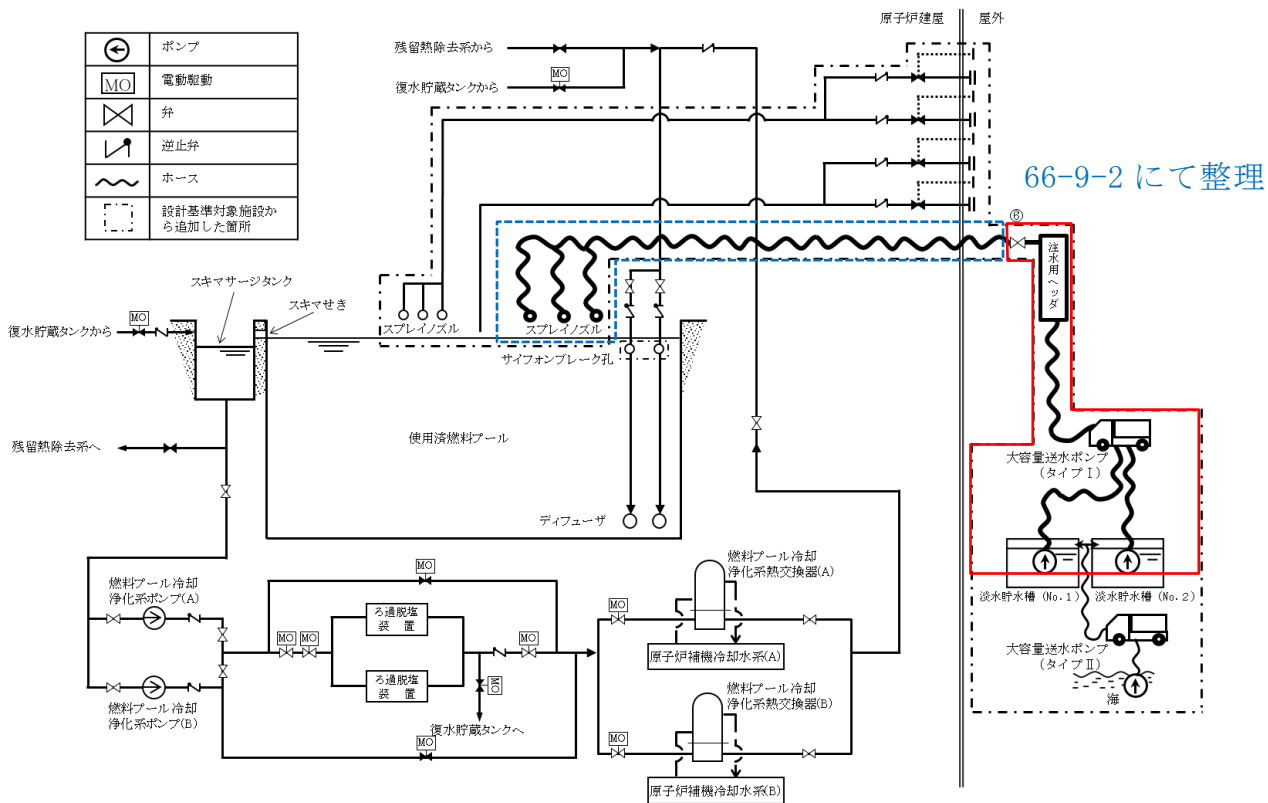
66-19-1 の範囲  
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
⑥ #1	燃料プール注水・スプレー（常設配管）弁
⑥ #2	原子炉建屋東側燃料プールスプレー元弁

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.11-13 図 燃料プールスプレー系（常設配管） 概要図



操作手順	弁名称
⑥	燃料プール注水・スプレー（可搬型）弁

第 1.11-17 図 燃料プールスプレー系（可搬型） 概要図

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の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（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の直流駆動低圧注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な注水流量に対して、十分な容量を有する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は2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台の合計5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各システム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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬

型)、燃料プールスプレイ系(常設配管)又は燃料プールスプレイ系(可搬型)のいずれか1系統の使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

#### 5.6.2.4 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。

低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

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。

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

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

低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)の直流駆動低圧注水系ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

直流駆動低圧注水系ポンプの操作は、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。

低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)の系統構成に必要な弁のうち電動弁(直流)は、中央制御室又は設置場所で可能な設計とし、電動弁(交流)は、交流電源に期待できないことから設置場所である原子炉

響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

復水貯蔵タンクは、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、代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）で使用する代替循環冷却ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2セットで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台の合計5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な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1台使用する。また、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）との同時使用時には更に1台使用する。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の保有数は、1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

代替水源からのホースは、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。

復水貯蔵タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境

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、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却水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ポンプ（タイプ I）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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 44 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排出し、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。

原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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 台と大容量送水ポンプ（タイプ I） 1 セット 1 台を使用す

る。また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、注水設備及び水の供給設備との同時使用時には更に 1 セット 1 台使用する。熱交換器ユニットの保有数は、2 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。大容量送水ポンプ（タイプ I）の保有数は、2 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 台の合計 5 台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に加えて、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、各系統の必要な伝熱容量及びポンプ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うち電動弁（直流）の操作は、想定される重大事故等時において、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋付属棟内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電動の隔離弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

ばさない設計とする。

### 9.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の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スプレイ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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプI）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有するものを1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は2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台の合計5台を保管する。

大容量送水ポンプ（タイプI）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）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各システム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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各システム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。

原子炉格納容器フィルタベント系は、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、原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2個設置し、原子炉格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 9.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な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ーが可能な容量を有する設計とする。

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

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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台と大容量送水ポンプ（タイプI）1セット1台を使用する。また、大容量送水ポンプ（タイプI）は、注水設備及び水の供給設備との同時使用時には更に1セット1台使用する。熱交換器ユニットの保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大容量送水ポンプ（タイプI）の保有数は、2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台の合計5台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）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、各システムの必要な容量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、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、原子炉格納容器フィルタベント系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3台を並列に設置し、フィルタ装置1台当たりの排出流量を同等とする設計とする。

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、スクラバ溶液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溶液の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放射性よう素フィルタと組み合わせて99.8%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。フィルタ装置のスクラバ溶液は、補給による水位の確保が可能な設計とし、また、フィルタ装置は3台を並列に設置し、各フィルタ装置の水位を同等にする設計とする。フィルタ装置の金属繊維フィルタは、想定される重大事故等

時において、金属繊維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。

フィルタ装置の放射性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を有する設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系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。

代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却ポンプの操作は、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、原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

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時において、中央制御室から遠隔で可能な設計とする。代替循環冷却系運転後における弁の操作は、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室から遠隔で可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時は大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の代替循環冷却ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量に対して、十分な容量を有す



る設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は2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台の合計5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）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）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各システム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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレー系（常設配管）又は燃料プールのスプレー系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各システムの必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

#### 9.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の系統構成に必要な

#### 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（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）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、1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）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、1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2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台の合計5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）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）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

設備仕様 関連個所を赤枠にて示す
---------------------

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
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数	2（予備 1）
容 量	約 100m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）
全 揚 程	約 85m

b. 直流駆動低圧注水系ポンプ

台 数	1
容 量	約 82m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 75m

(2) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

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. 残留熱除去系熱交換器

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

c. 熱交換器ユニット

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. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

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) 低圧代替注水系 (可搬型)

a. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

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 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) 復水貯蔵タンク

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) 大容量送水ポンプ (タイプ I)

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) 大容量送水ポンプ (タイプ II)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料プールの冷却等のための設備
- ・ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 1,800m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
揚 程	約 122m

## 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) 原子炉格納容器フィルタベント系

## 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. フィルタ装置出口側圧力開放板

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

## c. 遠隔手動弁操作設備

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. 可搬型窒素ガス供給装置

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に記載する。

## (2) 耐圧強化ベント系

系 統 数 1

系 統 設 計 流 量 約 10.0kg/s

## (3) 原子炉補機代替冷却水系

## a. 熱交換器ユニット

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発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備

台 数 2 (予備 1)

熱交換器

組 数 1

伝熱容量 約 20MW (1組当たり)

(海水温度 26°Cにおいて)

淡水ポンプ

台 数 1

容 量 約 730m<sup>3</sup>/h

揚 程 約 70m

## b. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

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 9.2-1 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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 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. 代替循環冷却ポンプ

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発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数	1
容 量	約 150m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 80m

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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

基 数	1
伝熱容量	約 8.8MW

c. 熱交換器ユニット

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. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

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

個 数	3
系統設計流量	約 10.0kg/s
放射性物質除去効率	99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して) 99.8%以上 (無機よう素に対して) 98 %以上 (有機よう素に対して)
材 料	
スクラバ溶液	<input type="text"/> (pH13 以上)
金属繊維フィルタ	ステンレス鋼
放射性よう素フィルタ	銀ゼオライト

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. フィルタ装置出口側圧力開放板

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	1
設定破裂圧力	約 100kPa[gage]

c. 遠隔手動弁操作設備

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

個 数	4
-----	---

d. 可搬型窒素ガス供給装置

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) 原子炉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。

b. 代替循環冷却ポンプ

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

(2) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（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。

(4) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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。

(5) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

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. 残留熱除去系熱交換器

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

c. 熱交換器ユニット

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. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

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。

(6) 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。

(7) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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。

(8) 高圧代替注水系

a. 高圧代替注水系ポンプ

第 5.4-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(9) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入系ポンプ

第 6.1.2-3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

b. 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。

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（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

台数	4（予備 1）
容量	約 1,440m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）
揚程	約 122m

b. スプレイノズル

個数	12（予備 1）
----	----------

- (2) 放水設備（大気への拡散抑制設備）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ II）

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に記載する。

d. 使用済燃料プール監視カメラ

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

※1：基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O. P. 25920mm）

(4) 燃料プール冷却浄化系

a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

台 数 1（予備1）

容 量 約 160m<sup>3</sup>/h

全揚程 約 80m

b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

基 数 1（予備1）

伝熱容量 約 1.26MW

(5) 原子炉補機代替冷却水系

a. 熱交換器ユニット

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. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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。



設定根拠  
 関連個所を下線にて示す

名 称		大容量送水ポンプ(タイプ I)*
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	<u>114 以上, 126 以上, 10 以上, 199 以上, 150 以上,</u> <u>1200 以上, 50 以上, 88 以上</u> (1440)
揚 程	m	<u>42.1 以上, 116.1 以上, 21.6 以上, 117.8 以上,</u> <u>30.8 以上, 94.8 以上, 98.8 以上, 95 以上</u> (122)
最高使用圧力	MPa	1.0 1.2
最高使用温度	℃	50
原 動 機 出 力	kW/個	847
個 数	—	4(予備 1)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールのスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系), 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, 代替水源移送系)及び原子炉補機代替冷却水系)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原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 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(原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)と兼用。</p>		
<p><b>【設定根拠】</b>                  (概要)                  重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プール代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 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, 大容量送水ポンプ(タイプ I)により, 代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することで, 使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールのスプレイ系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプ I)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, 大容量送水ポンプ(タイプ I)により, 代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより, 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よう, 使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p>		

O 2 ⑥ VI-1-1-4-2-2-1 R 1

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(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。

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)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管等を經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(代替水源移送系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源である淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2)の淡水を補給水系等を經由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵タンクへ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ(タイプ I)は、海水を補給水系等を經由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

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

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系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ポンプ(タイプ I)により非常用取水設備である貯留堰、取水口、取水路又は海水ポンプ室を通じて海水を取水し、原子炉補機代替冷却水系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原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。



大容量送水ポンプ(タイプ I)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水をあらかじめ敷設した補給水系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、落下した溶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原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度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)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管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格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠1.1 燃料プール代替注水系として使用する場合の容量 114m<sup>3</sup>/h/個 以上

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故1」及び「想定事故2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114 m<sup>3</sup>/h/個以上を注水可能な設計とする。

1.2 燃料プールのスプレイ系として使用する場合の容量 126m<sup>3</sup>/h/個 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約9.7m<sup>3</sup>/hであり、また、NE106-12における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が200gpm(約45.4m<sup>3</sup>/h)である。さらに、スプレイノズル1個当たりの必要流量が42m<sup>3</sup>/hであり、スプレイノズル3個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため126m<sup>3</sup>/hが必要であることから、126m<sup>3</sup>/h/個以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器フィルタベント系として使用する場合の容量 10m<sup>3</sup>/h/個 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し、10m<sup>3</sup>/h/個以上を注水可能な設計とする。

1.4 低圧代替注水系として使用する場合の容量 199m<sup>3</sup>/h/個 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大199m<sup>3</sup>/h/個以上を注水可能な設計とする。

1.5 代替水源移送系として使用する場合の容量 150m<sup>3</sup>/h/個 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として150m<sup>3</sup>/h/個以上を補給可能な設計とする。

1.6 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合の容量 1200m<sup>3</sup>/h/個 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている伝熱容量16MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている伝熱容量14.7MWと同時に、重大事故等時における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必要な伝熱容量2.29MWを除熱可能な容量として20MWを、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量892m<sup>3</sup>/hに、海水ストレーナに必要な流量約300m<sup>3</sup>/hを考慮した1,200 m<sup>3</sup>/h/個以上を供給可能な設計とする。

1.7 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 50m<sup>3</sup>/h/個 以上

熔融炉心冷却時の注水流量は、崩壊熱による蒸発量相当として、50m<sup>3</sup>/h/個以上を注水可能な設計とする。

1.8 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の容量 88m<sup>3</sup>/h/個 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」、「LOCA時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m<sup>3</sup>/h/個以上をスプレイ可能な設計とする。



O 2 ⑥ VI-1-1-4-2-2-1 R 1

2. 揚程の設定根拠

2.1 燃料プール代替注水系として使用する場合の揚程 42.1m 以上

燃料プール代替注水系(常設配管)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口(北)から使用済燃料プールへ注水する場合>

- ① 水源と注水先の圧力差 :  m
- ② 静水頭 :  m
- ③ ホース等の圧力損失 :  m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 :  m

合計 : 42.1m

2.2 燃料プールのスプレイ系として使用する場合の揚程 116.1m 以上

燃料プールのスプレイ系(常設配管)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールのスプレイ接続口(北)から使用済燃料プールへスプレイする場合>

- ① 水源と注水先の圧力差 :  m(スプレイノズル必要圧力)
- ② 静水頭 :  m
- ③ ホース等の圧力損失 :  m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 :  m

合計 : 116.1m

2.3 原子炉格納容器フィルタベント系として使用する場合の揚程 21.6m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合>

- ① 水源と注入先の圧力差 :  m
- ② 静水頭 :  m
- ③ ホース等の圧力損失 :  m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 :  m

合計 : 21.6m

2.4 低圧代替注水系として使用する場合の揚程 117.8m 以上

低圧代替注水系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から残留熱除去系(B)を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合(199m<sup>3</sup>/h 注水可能な炉圧の場合)>

- ① 水源と注水先の圧力差 :  m
- ② 静水頭 :  m
- ③ ホース等の圧力損失 :  m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失 :  m

合計 : 117.8m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-2-2-1 R 1

2.5 代替水源移送系として使用する場合の揚程 30.8m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失： m

合計：30.8m

2.6 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合の揚程 94.8m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 熱交換器ユニット内の圧力損失： m

合計：94.8m

2.7 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の揚程 98.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から原子炉格納容器下部へ注水する場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失： m

合計：98.8m

2.8 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の揚程 95.0m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口(北)から残留熱除去系(A)を経由して原子炉格納容器内へスプレイする場合>

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ ホース等の圧力損失： m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
- ④ 配管及び弁類の圧力損失： m

合計：95.0m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 淡水貯水槽を水源とし、「低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、燃料プールのスプレイ系(可搬型)、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び代替水源移送系」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.0MPa とする。

3.2 「原子炉補機代替冷却水系(熱交換器ユニット)」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

3.3 海を水源とし、「低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、燃料プールのスプレイ系(可搬型)及び代替水源移送系」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。

## 4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプ I)の重大事故等時における使用温度は、二次格納施設外の環境条件が 40℃であるため、それを上回る値として 50℃とする。

## 5. 原動機出力の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプ I)の原動機出力は、流量 1,440m<sup>3</sup>/h、揚程 122m での軸動力を考慮し、847kW とする。

## 6. 個数の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプ I)の必要となる容量は 2 個であり、「2n+α」の対象施設となることから、4 個が必要容量となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

また、2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとした上で、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、1 個を確保する。

以上より、合計で 5 個確保する。

分散配置 <u>関連個所を下線にて示す</u>
----------------------------

## 1. 可搬型重大事故等対処設備の保有数の分類について

可搬型重大事故等対処設備の配備数は、「 $2n + \alpha$ 」、「 $n + \alpha$ 」、「 $n$ 」設備に分類し、それらを屋外設備であれば第1～第4保管エリアのいずれか2箇所以上に、屋内設備であれば建屋内の複数箇所に、分散配置することにより設備の多重化を図っている。また、常設及び可搬型設備を設置することで多様化を図る。

なお、保管エリアに配置する可搬型重大事故等対処設備は、地震及び竜巻による悪影響を防止する設計としていることから、隣接する可搬型重大事故等対処設備及びアクセスルートに影響を与えることはない。

さらに、保管エリアに配置する可搬型重大事故等対処設備のうち、燃料を保有する設備は、燃料タンクに燃料を満杯の状態保管する。ただし、タンクローリの背後搭載タンクは、空状態で保管する。

(1) 「 $2n + \alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

原子炉建屋外から水・電力を供給する電源車、大容量送水ポンプ（タイプI）及び熱交換器ユニットについては、必要となる容量を有する設備を1基当たり2セット及び予備を保有し、第1～第4保管エリアのいずれか2箇所以上にそれぞれ分散配置する。

(2) 「 $n + \alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

負荷に直接接続する、高圧窒素ガスボンベ及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、必要となる容量を有する設備を1基当たり1セット及び予備を保有し、原子炉建屋内又は制御建屋内にそれぞれ分散配置する。

(3) 「 $n$ 」の可搬型重大事故等対処設備

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量を有する設備を1基当たり1セットに加え、プラントの安全性向上の観点から、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

また、「 $n$ 」の屋外保管設備についても、共通要因による機能喪失を考慮し、第1～第4保管エリアのいずれか2箇所以上に分散配置する。



保安規定第66条

表66-19「大容量送水ポンプ」

66-19-2「大容量送水ポンプ（タイプⅡ）」

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+追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

66-19-2 大容量送水ポンプ (タイプII) ①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
大容量送水ポンプ (タイプII) *1	大容量送水ポンプ (タイプII) 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	大容量送水ポンプ (タイプII)	2台*2

※1：動作可能とは、大容量送水ポンプ (タイプII) およびホースにより送水できることをいう。  
大容量送水ポンプ (タイプII) を使用する各系統の必要数は以下のとおり。

- ・「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火」：1台\*3
- ・「66-11-3 海水供給設備」：1台\*3

※2：大容量送水ポンプ (タイプII) は、第1保管エリアおよび第2保管エリアに分散配置されていること。

※3：ホース延長回収車を含む。必要数は、「66-19-1 大容量送水ポンプ (タイプI)」と合わせて2台×2とする。

(2) 確認事項

項目⑦	頻 度	担 当
1. 大容量送水ポンプ (タイプII) の性能確認を実施し、以下の項目を満足することを確認する。 (1) 流量が 600m <sup>3</sup> /h/台以上, 揚程が 117.0m 以上。 (2) 流量が 613m <sup>3</sup> /h/台以上, 揚程が 79.4m 以上。 (3) 流量が 1,200m <sup>3</sup> /h/台以上, 揚程が 119.5m 以上。	1年に1回	防災課長
2. 大容量送水ポンプ (タイプII) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長

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. 1 1) 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十五条 (1. 1 2) 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十六条 (1. 1 3) が該当する。  
大容量送水ポンプ (タイプII) は、重大事故等対処設備として下記機能の対応手段にて使用し、保安規定第66条の各表にて大容量送水ポンプ (タイプII) を使用した各系統が動作可能であることを運転上の制限としている。  
a. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備  
66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火  
b. 重大事故等の収束に必要な水の供給設備  
66-11-3 海水供給設備  
大容量送水ポンプ (タイプII) の所要数については、各手段で兼用した台数としていくことから、本表にて大容量送水ポンプ (タイプII) の確認事項及び大容量送水ポンプ (タイプII) が動作不能な場合に要求される措置を一括して整理する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)
- ③ 可搬型重大事故等対処設備である大容量送水ポンプ (タイプII) 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))
- ④ 大容量送水ポンプ (タイプII) の機能が要求されている、保安規定第66条各表の下記の適用される原子炉の状態より、「運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換」にて動作不能とみなす設備を定める。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))  
「運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換」を適用  
・66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火  
・66-11-3 海水供給設備
- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ 大容量送水ポンプ (タイプII) は1N要求であり、放水設備 (大気への拡散抑制設備) 及び放水設備 (泡消火設備) として1台, 淡水貯水槽への水の供給設備として1台使用することから、1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イ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。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）に必要な流量・揚程は、下記のとおり各手段で求められる機能毎に異なる。性能確認としては、放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）を同時に使用した場合は海水供給設備を使用した場合に必要な流量・揚程を確保できる値を確認する。（添付ー2）

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）公称値（容量1,800m<sup>3</sup>/h, 揚程122m）

系 統	機 能	必要台数 (最大数) N=必要台数	必要流量 【m <sup>3</sup> /h】	揚程 【m】
放水設備（大気への拡散抑制設備）および放水設備（泡消火設備）	大気への拡散抑制設備	1（1N）	600	117.0
	泡消火設備		1,200	119.5
海水供給設備	淡水貯水槽への水の供給	1（1N）	613	79.4

b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）

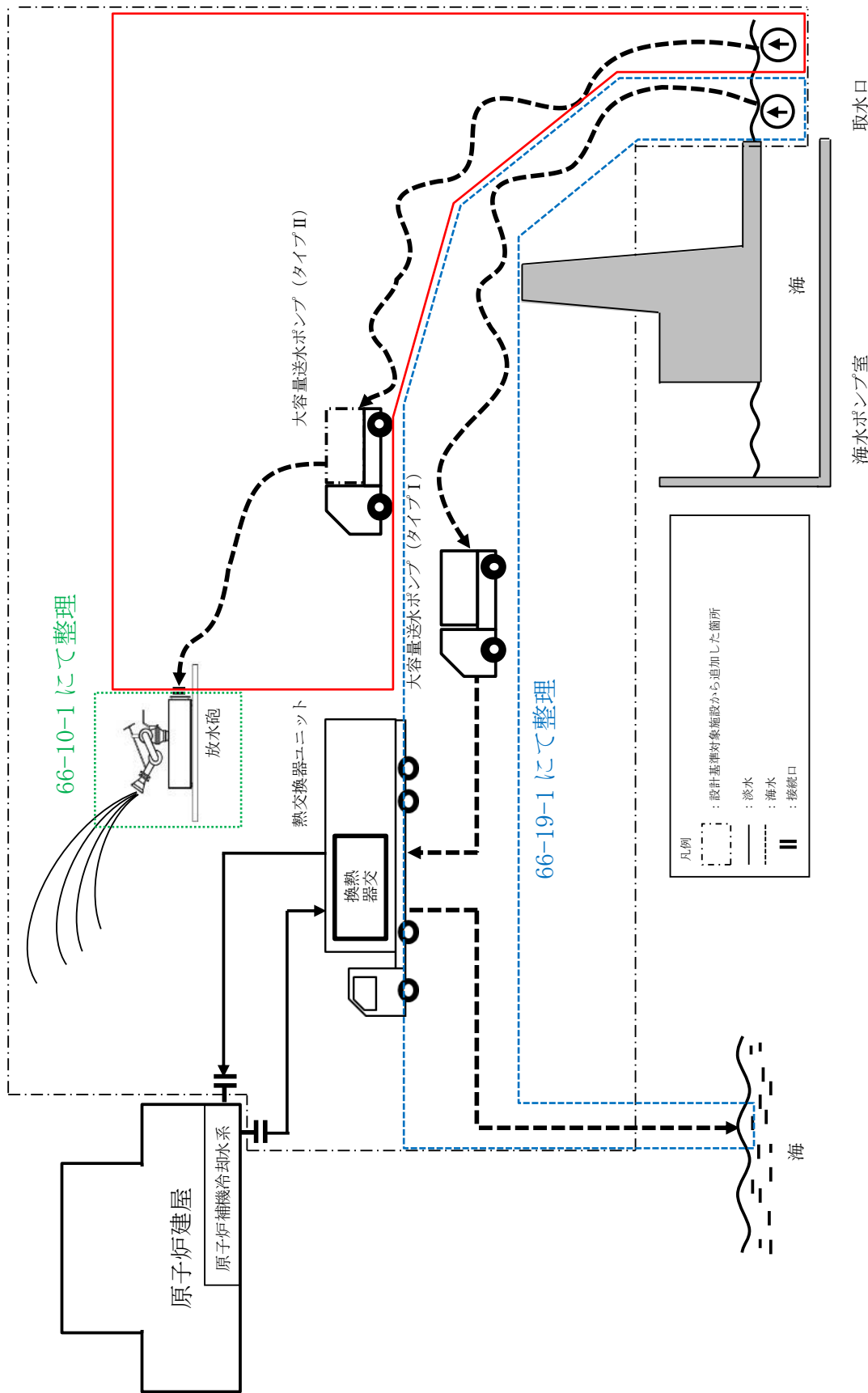
項目2が該当。

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

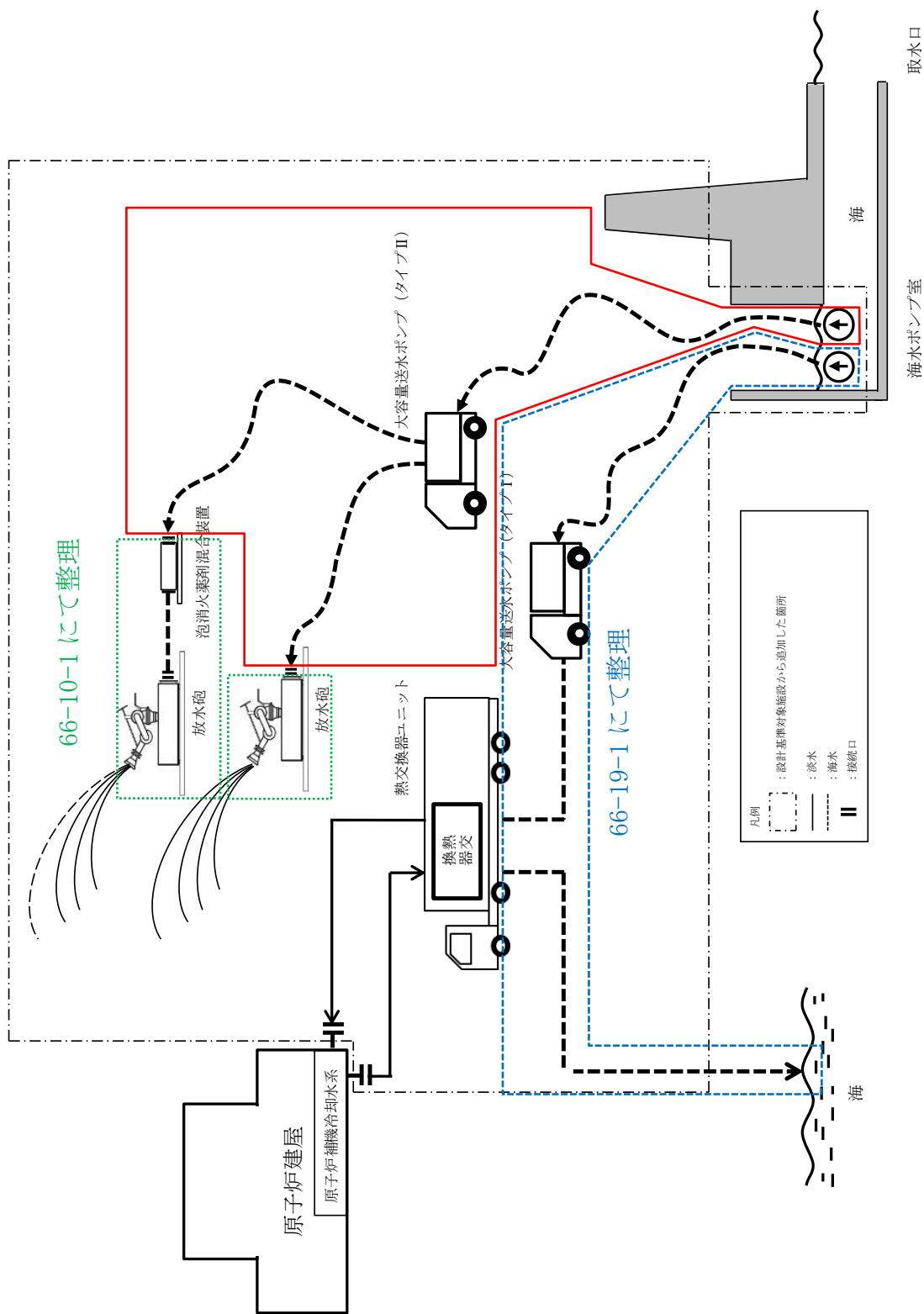
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置	要求される措置⑨	
			完了時間	
運転起動高温停止	A. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプII)が所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火および海水供給設備を動作不能とみなす。 および	速やかに	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 上記③のとおり、運転上の制限を所要数が動作可能であることとしていることから、動作不能となり所要数を満足していない場合を条件とする。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(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. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプII)が所要数を満足していない場合、大容量送水ポンプ(タイプII)を使用する設備が機能喪失した状態となることから、各対応する設備を動作不能とみなし、それぞれの要求される措置を“速やかに”実施する。</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確認することが基本的な考え方であるが、設置許可基準規則第五十四条及び五十五条における大容量送水ポンプ(タイプII)を使用する各対応手段の主な起因である原子炉格納容器の破損、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷において、最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系及び使用済燃料プール温度・水温監視が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</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(可搬型ポンプの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>A5. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限(1N未満)の「10日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止及び燃料交換】 A1. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.と同様。 A2. 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。 A3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA3.と同様。 A4. 【運転、起動及び高温停止】におけるA4.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。</p>
		A2. 発電課長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する*4とともに、その他の設備*5が動作可能であることを確認する。 および	速やかに	
		A3. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。 および	速やかに	
		A4. 防災課長は、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。 および	3日間	
		A5. 防災課長は、当該設備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	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および	24時間	
		B2. 発電課長は、冷温停止にする。	36時間	
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な大容量送水ポンプ(タイプII)が所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火および海水供給設備を動作不能とみなす。 および	速やかに	
		A2. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および	速やかに	
		A3. 発電課長は、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および水温が65℃以下であることを確認する。 および	速やかに	
		A4. 防災課長は、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措置を開始する。	速やかに	

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。  
 ※5：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。  
 ※6：代替品の補充等をいう。

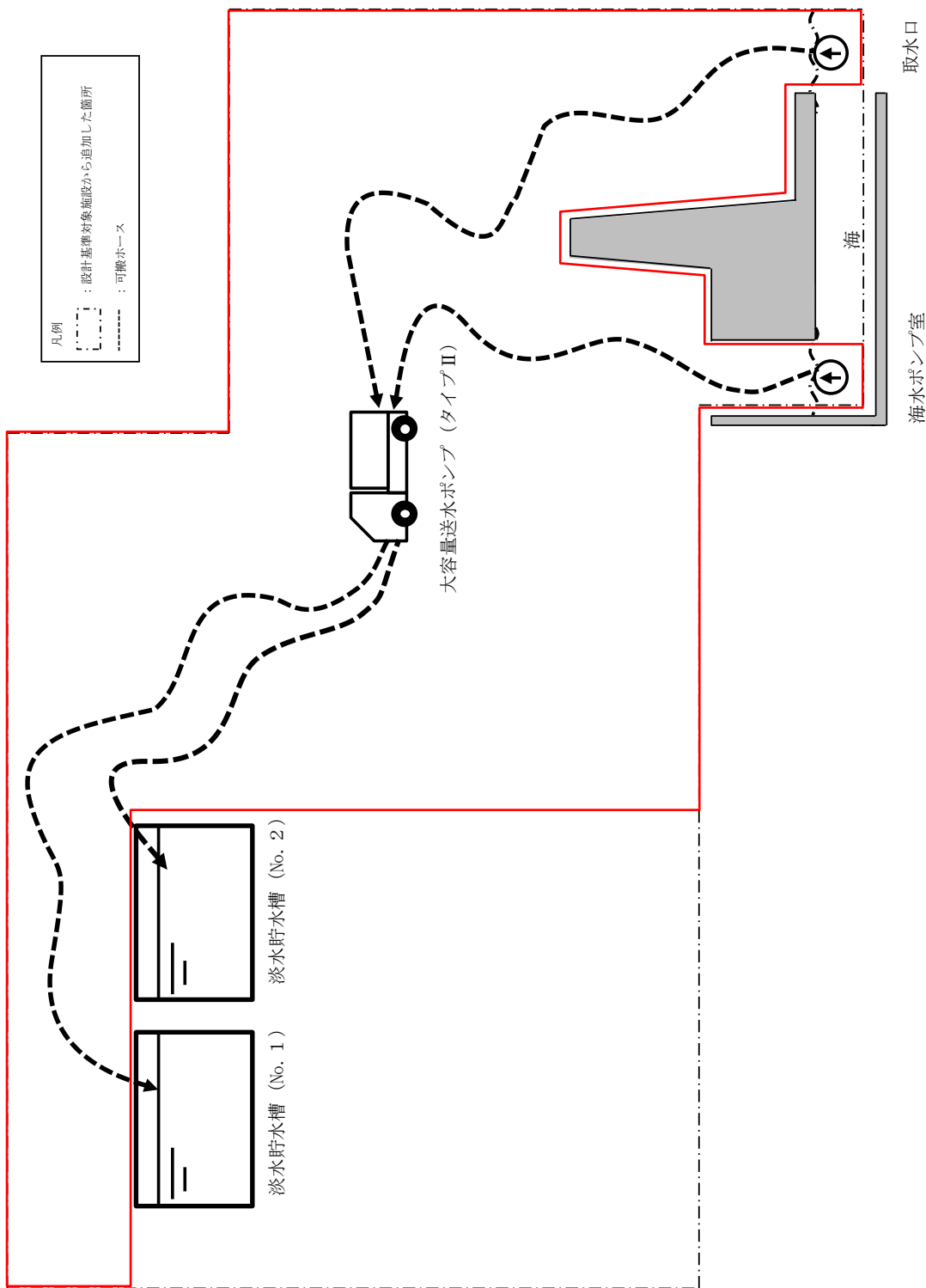
66-19-2 の範囲  
赤枠にて示す



第 1.13-9 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水 (各種供給) 概要図 (1/2)  
(取水口から海水を取水する場合)

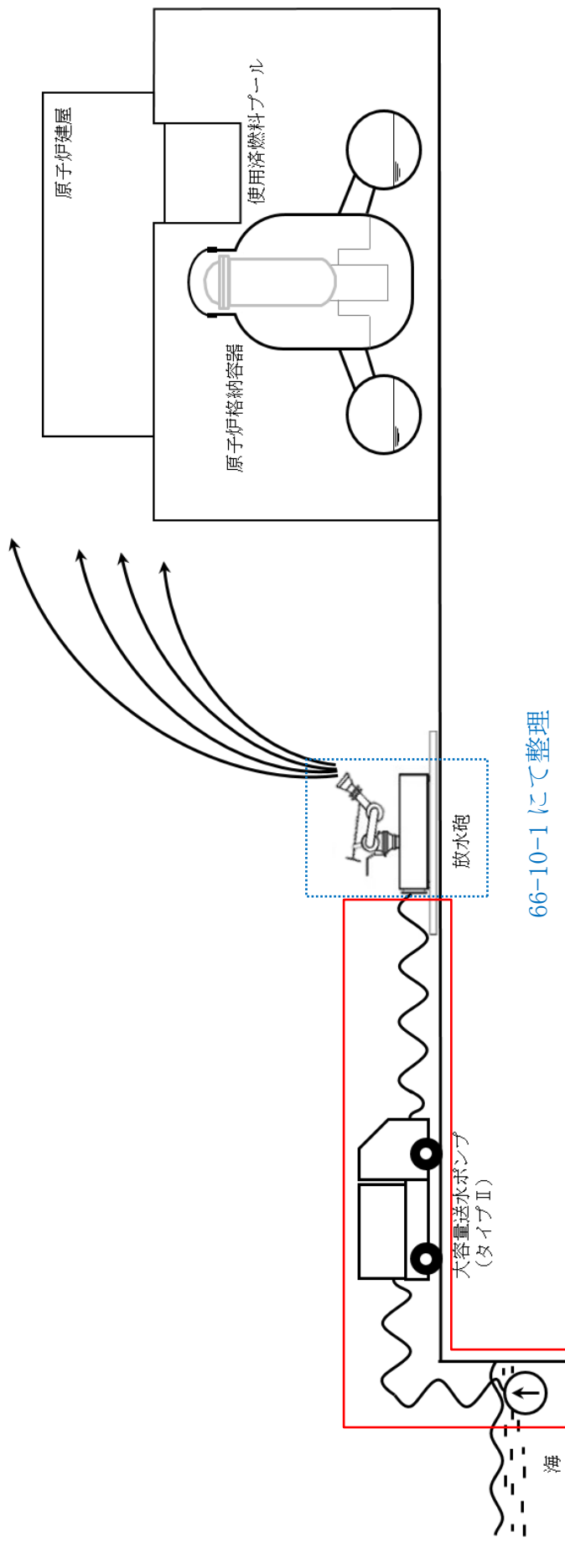


第1.13-10 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種供給）概要図（2/2）  
 （海水ポンプ室から海水を取水する場合）



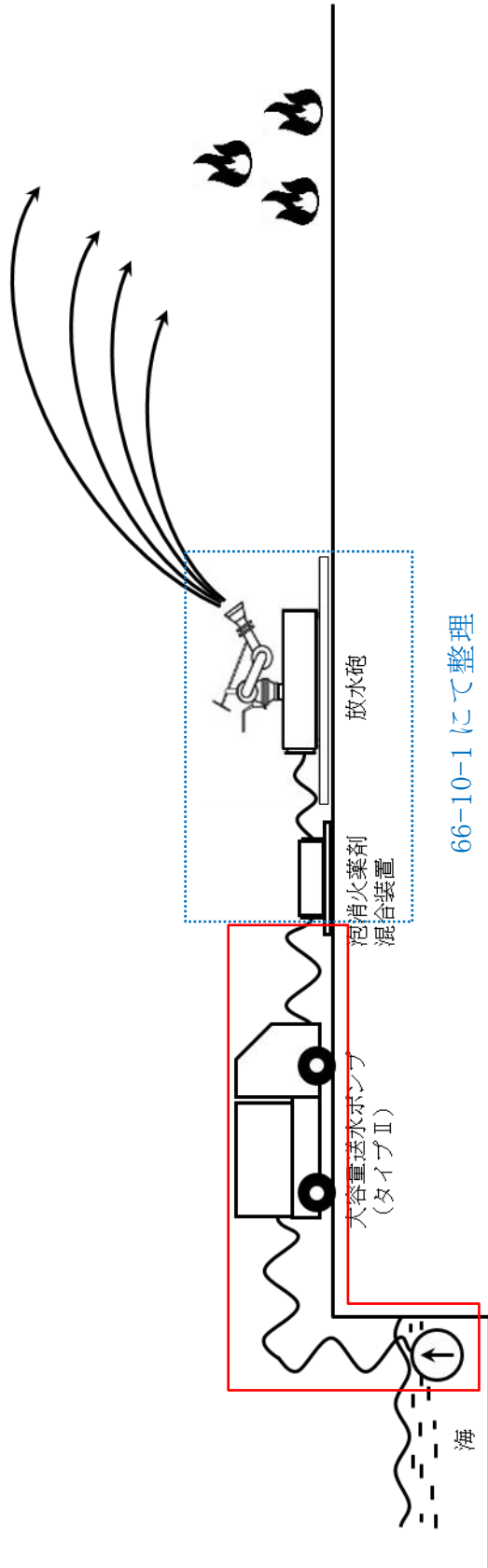
第 1.13-26 図 海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプII) による淡水貯水槽への補給概要図

66-19-2 の範囲  
赤枠にて示す



第 1.12-1 図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図





第 1.12-14 図 放水設備 (泡消火設備) 系統概要図

所要数・必要容量  
関連個所を下線にて示す

放水設備（大気への拡散抑制設備），放水設備（泡消火設備）又は海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ），放水砲，泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは，他の設備から独立して保管及び使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

大容量送水ポンプ（タイプⅡ），放水砲及び泡消火薬剤混合装置は，輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.7.2.3 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ），放水砲及び泡消火薬剤混合装置は，想定される重大事故等時において，大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して，放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを1セット1台使用する。また，大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，淡水貯水槽への水の供給設備との同時使用時には更に1台使用する。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の保有数は，1セット2台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。放水砲及び泡消火薬剤混合装置の保有数は，1セット1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）であるシルトフェンスは、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、各設置場所の幅に応じた必要な本数2組に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して1組の合計3組を保管する。

#### 9.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

放水設備（大気への拡散抑制設備）、放水設備（泡消火設備）又は海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲、泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲及び泡消火薬剤混合装置の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲及び泡消火薬剤混合装置は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

シルトフェンスは海に設置するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

#### 9.7.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

放水設備（大気への拡散抑制設備）、放水設備（泡消火設備）又は海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲、泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは、想定される重大事故等

響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。

復水貯蔵タンクは、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、代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）で使用する代替循環冷却ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は、2セットで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台の合計5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な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1台使用する。また、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）との同時使用時には更に1台使用する。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の保有数は、1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

代替水源からのホースは、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。

復水貯蔵タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境

設備仕様  
 関連個所を赤枠にて示す

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（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

台数	4（予備 1）
容量	約 1,440m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）
揚程	約 122m

b. スプレイノズル

個数	12（予備 1）
----	----------

- (2) 放水設備（大気への拡散抑制設備）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ II）

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に記載する。

## 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) 復水貯蔵タンク

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) 大容量送水ポンプ (タイプ I)

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) 大容量送水ポンプ (タイプ II)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料プールの冷却等のための設備
- ・ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 1,800m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
揚 程	約 122m



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

(1) 放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）

a. 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

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に記載する。

b. 放水砲

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備

台 数	1（予備 1）
-----	---------

c. 泡消火薬剤混合装置

容 量	1,000L
-----	--------

台 数	1（予備 1）
-----	---------

(2) 海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）

a. シルトフェンス

(a) 南側排水路排水柵用

組 数	2（予備 1）
-----	---------

高 さ	約 5 m
-----	-------

幅	約 5 m（1 組当たり）
---	---------------

設定根拠  
 関連個所を下線にて示す

名	称	大容量送水ポンプ(タイプⅡ)*
容	量	m <sup>3</sup> /h/個
揚	程	m
最高使用圧力	MPa	
最高使用温度	℃	
原動機出力	kW/個	
個	数	
		2 (予備 1)
注記* : 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 (放射性物質拡散抑制系), 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 (代替水源移送系), 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 (放射性物質拡散抑制系 (航空機燃料火災への泡消火)) と兼用。		
<b>【設定根拠】</b> (概要) 重大事故等時に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 (放射性物質拡散抑制系) として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は, 以下の機能を有する。  大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において, 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。 システム構成は, 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)により海水を取水し, ホースを經由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水ポンプ(タイプⅡ)及び放水砲は, 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 (放射性物質拡散抑制系) として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は以下の機能を有する。  大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において, 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。 システム構成は, 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)により海水を取水し, ホースを經由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水ポンプ(タイプⅡ)及び放水砲は, 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 (代替水源移送系) として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は以下の機能を有する。  大容量送水ポンプ(タイプⅡ)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, 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。 システム構成は, 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)により海水を取水し, ホースを經由して淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) へ海水を供給できる設計とする。		

重大事故等時に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（放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火））として使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を取水し、泡消火薬剤混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

## 1. 容量の設定根拠

### 1.1 放射性物質拡散抑制系として使用する場合の容量 $600\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

大気への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲により原子炉建屋屋上へ網羅的に放水することが可能である  $600\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

### 1.2 代替水源移送系として使用する場合の容量 $613\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

淡水貯水槽に補給した海水を淡水貯水槽から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により各系統に必要な最大流量を基に設定する。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量は合計  $613\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ であることから、 $613\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）のいずれか1系統を使用することから、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）の必要流量を最大流量として考慮する。

### 1.3 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）として使用する場合の容量 $1200\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている国際民間空港機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。設定にあたっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有する泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは、性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される泡混合溶液の放射量は、 $11200\text{L}/\text{min}$ （ $672\text{m}^3/\text{h}$ ）であり、また、放水砲による直状放射によって原子炉建屋屋上に放水するために必要な流量が  $1200\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ であることから、 $1200\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

公称値については、要求される容量  $1200\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上を上回る  $1800\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ とする。

## 2. 揚程の設定根拠

### 2.1 放射性物質拡散抑制系として使用する場合の揚程 $117.0\text{m}$ 以上

放射性物質拡散抑制系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の揚程は、海を水源として原子炉建屋へ放水する場合の放水砲の必要圧力、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<取水口から放水砲までの敷設（山側ルート）、原子炉建屋東側から放水する場合>

- |   |               |                               |                       |
|---|---------------|-------------------------------|-----------------------|
| ① | 放水砲の必要圧力：約    | <input type="text" value=""/> | m                     |
| ② | 静水頭：約         | <input type="text" value=""/> | m                     |
| ③ | ホース敷設等の圧力損失：約 | <input type="text" value=""/> | m（実施のホース敷設距離の1.1倍で評価） |

合計：約  $117.0\text{m}$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.2 代替水源移送系として使用する場合の揚程 79.4m 以上

代替水源移送系に使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の揚程は、海水を淡水貯水槽へ補給する場合の水源と供給先との圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

＜取水口からルート2を経由して、淡水貯水槽へ補給する場合＞

- ① 水源と注入先の圧力差：約  m
- ② 静水頭：約  m
- ③ ホース敷設等の圧力損失：約  m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価)

合計：約 79.4m

## 2.3 放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火)として使用する場合の揚程 119.5m 以上

放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火)に使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の揚程は、海を水源として原子炉建屋周辺へ放水する場合の放水砲の必要圧力、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

＜海水ポンプ室より取水し、原子炉建屋西側から放水する場合＞

- ① 放水砲の必要圧力：約  m
- ② 静水頭：約  m
- ③ ホース等敷設の圧力損失：約  m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価)

合計：約 119.5m

公称値については、要求される揚程約 119.5m 以上を上回る 122m とする。

## 3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース敷設等の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

## 4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の最高使用温度は、海水取水箇所の海水温度が 40℃を下回るため、それを上回る値として 50℃とする。

## 5. 原動機出力の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の原動機出力は、流量 1800m<sup>3</sup>/h/個、揚程 122m での軸動力を考慮し、1193kW/個とする。

## 6. 個数の設定根拠

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は、放射性物質拡散抑制系又は放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火)として1個、代替水源移送系として1個使用することから、1セット2個使用する。保有数は1セット2個、故障時又は保守点検による待機除外時のバックアップで1個の合計3個を確保する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

資料3.(1) SA設備に係る既存保安規定への反映



SA設備に係る既存保安規定への反映		1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16	1.17	1.18	1.19	1.0	-
保安規定条文		66-1 緊急停止するための設備	66-2 原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧する設備	66-3 原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧する設備	66-4 原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧する設備	66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	66-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	66-5 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための設備	66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	66-5 水を素燃発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	66-8 水を素燃発による原子炉建屋等の破損を防止するための設備	66-9 使用済燃料プールの冷却等のための設備	66-10 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	66-11 重大事故等の収束に必要な水の供給設備	66-12 電源設備	66-13 計装設備	66-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備	66-15 監視測定設備	66-16 緊急時対策所	66-17 通信連絡を行うために必要な設備	66-18 アクセスルートの確保	66-19 大容量送水ポンプ
条番号	条文名称																					
19条	停止余裕																					
20条	反応度監視																					
21条	制御棒の動作確認																					
22条	制御棒のスクラム機能	△																				
23条	制御棒の操作																					
24条	ほう酸水注入系	△	○						○					○								
25条	原子炉熱制限値																					
26条	原子炉熱出力および炉心流量																					
27条	計測および制御設備	○		○																		
28条	原子炉再循環ポンプ																					
29条	ジェットポンプ																					
30条	主蒸気逃がし安全弁			○																		
31条	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率																					
32条	非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の系統圧力監視																					
33条	原子炉冷却材中のよう素131濃度																					
34条	原子炉停止時冷却系その1				△	△																
35条	原子炉停止時冷却系その2				△	△																
36条	原子炉停止時冷却系その3				△	△																
37条	原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率																					
38条	原子炉圧力																					
39条	非常用炉心冷却系その1		△	○ <sup>※1</sup> /△	△	△	△							△								
40条	非常用炉心冷却系その2																					
41条	原子炉隔離時冷却系		△											△								
42条	主蒸気隔離弁																					
43条	格納容器および格納容器隔離弁					△	△	△	△	△												
44条	サブプレッション・チェンパからドライウェルへの真空破壊弁					△		△														
45条	サブプレッションプールの平均水温																					
46条	サブプレッションプールの水位		△		△		△	△	△					△								
47条	可燃性ガス濃度制御系																					
48条	格納容器の酸素濃度(2号炉)									△												
48条の2	格納容器の酸素濃度(3号炉)																					
49条	原子炉建屋			△																		○
50条	原子炉建屋給排気隔離弁																					
51条	非常用ガス処理系																					△
52条	原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系				△	△	△	△	△	△				△								
53条	高圧炉心スプレイ補機冷却水系及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水系		△																			
54条	使用済燃料プールの水位・水温																					
55条	燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位																					
56条	中央制御室非常用換気空調系																					○
57条	地下水位低下設備																					
58条	外部電源その1																					
58条の2	外部電源その2																					
58条の3	外部電源その3																					
59条	非常用ディーゼル発電機その1	△	△	△	△	△	△								△		△					
60条	非常用ディーゼル発電機その2				△										△							
61条	非常用ディーゼル発電機燃料油等(2号炉)														○							○
61条の2	非常用ディーゼル発電機燃料油等(3号炉)																					
62条	直流電源その1														○							
63条	直流電源その2														○							
64条	所内電源系統その1														○							
65条	所内電源系統その2														○							

※1:2号炉自動減圧系の主蒸気逃がし安全弁及びアキュムレータは、動作不能時は、DB条文、SA条文の各々のLCO逸脱時の措置が必要である。

凡例  
○ : 当該設備の故障により、DB条文、SA条文の各々のLCO逸脱時の措置が必要なもの。  
△ : 当該設備の故障により、DB条文のみのLCO逸脱時の措置を行うことで、SA機能としての措置も含まれるもの。

資料3.(2) 保安規定第66条(重大事故等対処設備)



(重大事故等対処設備 (2号炉))

第66条 2号炉について、原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備<sup>※1</sup>は、表66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。

- (1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- (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
- (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) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- (7) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- (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
- (9) 使用済燃料プールの冷却等のための設備
- (10) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- (11) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- (12) 電源設備
- (13) 計装設備
- (14) 運転員が中央制御室にとどまるための設備
- (15) 監視測定設備
- (16) 緊急時対策所
- (17) 通信連絡を行うために必要な設備
- (18) アクセスルートの確保
- (19) 大容量送水ポンプ

2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 各課長は、原子炉の状態に応じて表66-1から表66-19の確認事項を実施し、その結果を発電管理課長または防災課長に通知する。

3. 発電課長または防災課長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表66-1から表66-19の要求される措置を講じる。

※1：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。