

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)
- (3) 工事計画認可申請書 (容量設定根拠)
- (4) SA 57 条補足説明資料 (所要数に関する説明)

添付-3 同等な機能を有する設備

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)
- (2) SA 57 条補足説明資料 (自主対策設備に関する説明)

添付-4 参考資料

- (1) 第二ガスタービン発電機の接続箇所

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
表66-1-2	電源設備		
66-1-2-1	常設代替交流電源設備 ①		
(1) 運転上の制限			
項目 ②	運転上の制限 ③		
常設代替交流電源設備		常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※1	
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥	
運転	第一ガスタービン発電機	1台	
起動	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	1基	
高温停止	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	1台	
低温停止	タンクローリ (16kL)	※2	
燃料交換	軽油タンク	※2	
※1：燃料移送系の必要な弁並びに配管を含む。 ※2：「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
1. 第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。		定検停止時	電気機器GM
2. 第一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	当直長
3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20kL以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後12時間を除く。		1ヶ月に1回	当直長
4. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。		1ヶ月に1回	当直長
① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(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、常設重大事故等対処設備である常設代替交流電源による電源系が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(1.14) 「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 常設代替交流電源設備による電源系は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間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 第一ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、必要な電力を確保するため、1台を所要数とする。 第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、想定される重大事故等時において、タンクローリ(16kL)で燃料を補給するまでの間、第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量として、1基(20kL以上の燃料油が貯蔵されていること)を所要数とする。 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、第一ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給するため1台を所要数とする。 (保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2) 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, 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ランス頻度の考え方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。 なお、3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20kL以上であることを確認した後12時間は、第一ガスタービン発電機の確認行為を阻害しないため、運転中及び運転終了後12時間のLCO除外期間を設ける。除外期間については、軽油タンクからタンクローリを用いて燃料補給を開始するまでの12時間を考慮した設定とする。(添付-2)			

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	<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。各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による電源系を動作不能とみなす。なお、燃料タンクについては油量により管理する。</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. 1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。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. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能をもつ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C(C)系又はM/C(D)系の受電が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p><b>【必要容量】</b></p> <p>6号炉からの電力融通に期待する場合、6号炉の非常用ディーゼル発電機は1基あたり5000kWであり、第一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。</p> <p><b>【準備時間】</b></p> <p>常設代替交流電源設備による受電まで約50分であるのに対して、号炉間電力融通電気設備(常設ケーブル)による受電は約115分かかることから、事前準備等の時間短縮措置を行い、50分以内に受電できる体制を整える。(添付-3)</p> <p>A1. 3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。なお、A1. 2. の措置である号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C(C)系又はM/C(D)系の受電は、6号炉側の電路が自主対策設備であることから復旧までの完了時間は10日間とする。</p> <p>A2. 1. A1. 1. と同様。</p> <p>A2. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した「第二代替交流電源設備(第二ガスタービン発電機)」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p><b>【必要容量】</b></p> <p>第二ガスタービン発電機については、第一ガスタービン発電機と同等の性能仕様であるため、必要容量を満足する。(添付-3)</p> <p><b>【準備時間】</b></p> <p>常設代替交流電源設備による受電まで約50分であるのに対して、第二代替交流電源設備に</p>
	<p>A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合</p> <p>及び</p> <p>A1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*3</sup>が動作可能であること。</p> <p>及び</p> <p>A1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>*4</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A1. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>A2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*3</sup>が動作可能であること。</p> <p>及び</p> <p>A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*5</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> <p>24時間</p> <p>36時間</p>		
	<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B2. 当直長は、冷温停止にする。</p>		

よる受電は約80分かかるとから、事前準備等の時間短縮措置を行い、50分以内に受電できる体制を整える。(添付-3)

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. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※4が動作可能であることを確認する。 又は A3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※5が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに

※3：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。

※4：号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C(C)系又はM/C(D)系の受電をいい、当該系統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。なお、6号炉側の電路が自主対策設備であることから、号炉間電力融通ケーブルを使用した場合の復旧までの完了時間は10日間となる。

※5：第二代交流電源設備(第二ガスタービン発電機)をいい、当該系統で要求される準備時間を満足させるための補完措置を含む。

A2. 3. 当該系統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。

【冷温停止及び燃料交換】

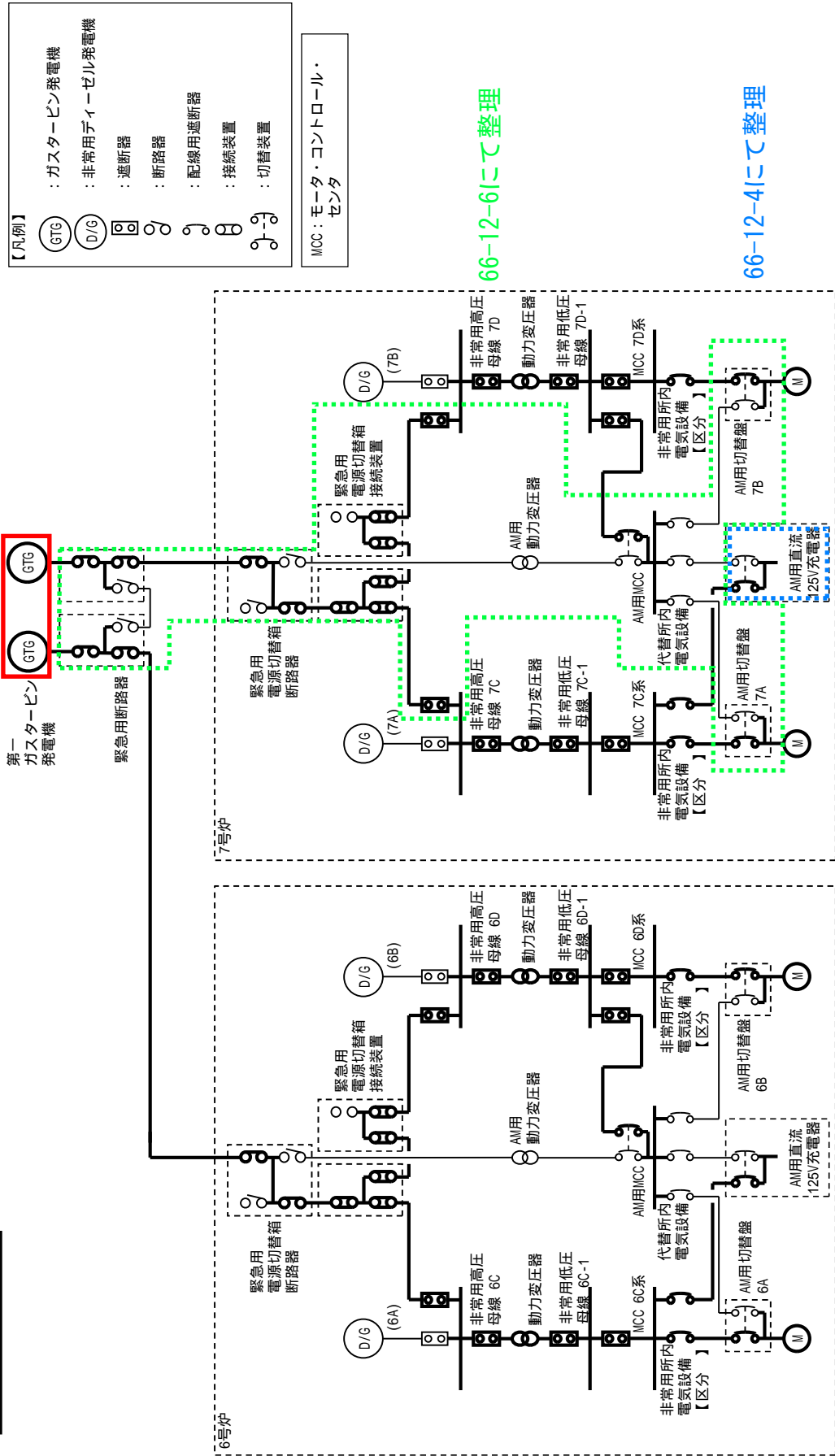
A1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。

A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1. 1. 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. 1. 【運転、起動及び高温停止】のA1. 2. 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。

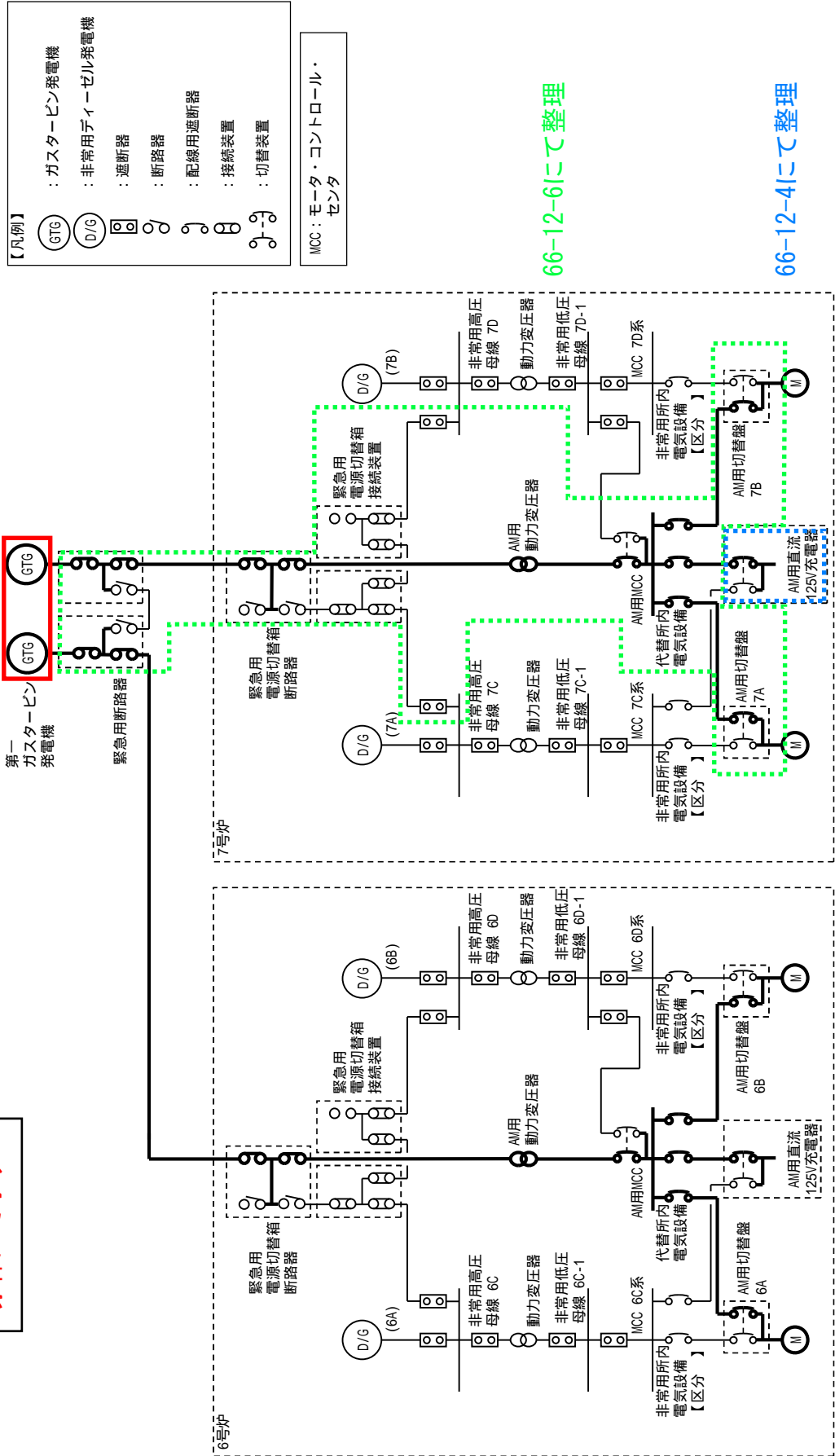
A3. 2. 【運転、起動及び高温停止】のA2. 2. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。

66-12-1の範囲  
赤枠にて示す



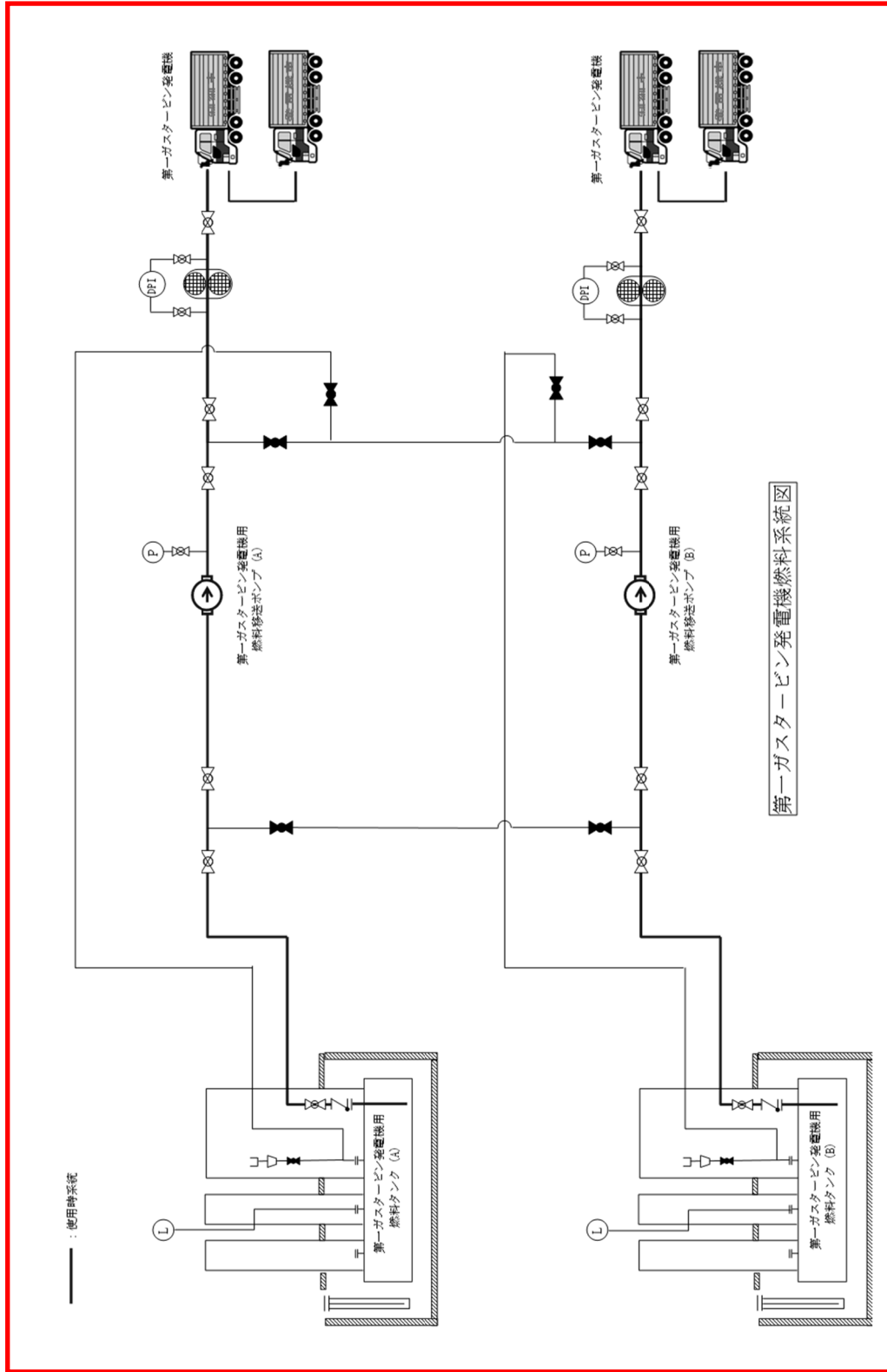
第10.2-1 図 代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電）  
（第一ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電）

66-12-1の範囲  
赤枠にて示す



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）  
（第一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）

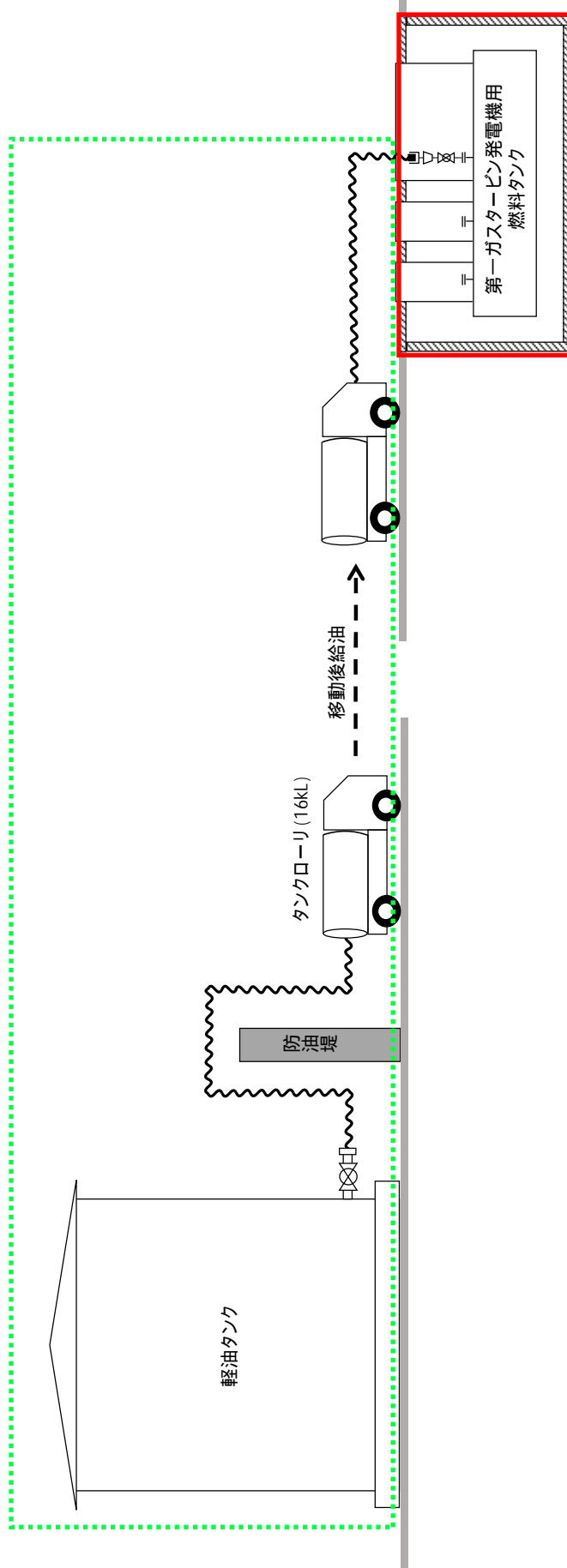
66-12-1の範囲  
赤枠にて示す



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 )  
( 第一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 - 17 図 代替電源設備系統概要図 (タンクローリー (16kL) による給油)



所要数・必要容量  
関連箇所を下線にて示す

に貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6号及び7号炉で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号及び7号炉共用とする。

#### 10.2.2.4 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

第一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。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，想定される重大事故等時において，タンクローリ（16kL）で燃料を補給するまでの間，第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，想定される重大事故等時において，第一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，6号及び7号炉共用で4セット8台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計9台を保管する。

第 10.2 - 1 表 代替電源設備の主要機器仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. 第一ガスタービン発電機（6号及び7号炉共用）

ガスタービン

台数	2
使用燃料	軽油
出力	約 3,600kW/台

発電機

台数	2
種類	同期発電機
容量	約 4,500kVA/台
力率	0.8
電圧	6.9kV
周波数	50Hz

b. 第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6号及び7号炉共用）

基数	2
容量	約 50kL/基

c. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6号及び7号炉共用）

台数	2
容量	約 3m <sup>3</sup> /h/台

d. 軽油タンク（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

## 容量設定根拠

関連箇所を下線にて示す

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

## 2.2.3 燃料設備

## 2.2.3.1 容器

名 称		<u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク (6,7号機共用)</u>
容 量	kL/個	<u>20 以上 (50)</u>
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
個 数	—	2

## 【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第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、以下の機能を有する。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、設計基準事故対象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における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する第一ガスタービン発電機の燃料を貯蔵するために設置する。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、第一ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、メタルクラッド開閉装置 7C 及びメタルクラッド開閉装置 7D、又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給するための燃料を、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽へ供給できる設計とする。

1. 容量

第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は、第一ガスタービン発電機 1 基の定格出力運転時の燃料消費率を基に設定する。

軽油タンクからタンクローリを用いて燃料補給を開始するまでの 12 時間を考慮すると、必要な燃料は以下のとおり約  kL となる。

$$V = c \cdot H = \text{ kL/h} \times 12\text{h} = \text{ kL}$$

V : 燃料消費量 (kL)

H : 運転時間 (h) = 12 時間

c : 燃料消費率 (kL/h) = 

以上より、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は  kL を上回る容量として、20kL 以上とする。

公称値については、要求される容量を上回る 50kL とする。

## 2. 最高使用圧力

第一ガスタービン発電機用燃料タンクを重大事故等時において使用する場合は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。

## 3. 最高使用温度

第一ガスタービン発電機用燃料タンクを重大事故等時において使用する場合は、軽油温度約 30℃に余裕を考慮し、66℃とする。

## 4. 個数

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、重大事故等対処設備として第一ガスタービン発電機の機関を駆動する燃料を貯蔵するために必要な個数である機関 1 個当たり 1 個とし、合計 2 個設置する。

名称		第一ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)
台数	台	2
容量	kVA/台	約 4,500 (連続定格: 約 3,687.5)

【設定根拠】

第一ガスタービン発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

第一ガスタービン発電機は6号及び7号炉それぞれで1台、合計2台を確保する設計とする。

1. 容量

最大所要負荷は、6号炉で約 1,992kW, 7号炉で約 1,999kW である。また、連続最大負荷は、6号炉で約 1649kW, 7号炉で約 1615kW である。

	6号炉	7号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
AM用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B	約 12kW	約 6kW
非常用照明	約 100kW	約 100kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
残留熱除去系ポンプ (起動時)	540kW (973kW)	540kW (1034kW)
燃料プール冷却浄化ポンプ (起動時)	90kW (181kW)	110kW (192kW)
非常用ガス処理系排風機等*	約 37kW	約 20kW
その他必要な設備	約 103kW	約 116kW
その他不要な設備	約 366kW	約 321kW
合計 (連続最大容量) (最大容量) 詳細: 57-9 参照	約 1649kW (約 1992kW)	約 1615kW (約 1999kW)

※非常用ガス処理系湿分除去装置, 及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む。

したがって、発電機の出力は最大負荷である 1,999kW (連続最大負荷: 1,615kW) に対し十分な余裕を有する最大容量 3,600kW (連続定格: 2,950kW) とする。

第一ガスタービン発電機の容量は以下の通り, 約 4,500kVA (連続定格 : 約 3,687.5kVA) とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 3,600 \div 0.8 = 4,500$$

(連続定格 :  $2,950 \div 0.8 = 3,687.5$ )

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の最大容量 (kW) = 3,600 (連続定格 : 2,950)

pf : 力率 = 0.80

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名称		第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
台数	台	2
容量	m <sup>3</sup> /h/台	約 3.0
揚程	m	約 50
原動機出力	kW	約 1.5
最高使用圧力	MPa[gage]	0.95
最高使用温度	℃	66

## 【設定根拠】

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、重大事故時に第一ガスタービン発電機用燃料タンクから第一ガスタービン発電機へ燃料を供給するために設置する。なお、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり、100%容量を 1 台設置する。

## 1. 容量の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの容量は、第一ガスタービン発電機 1 基の単位時間あたりの燃料最大消費量  を、第一ガスタービン発電機に供給  するため、それよりも容量の大きい約 49L/min (約 3.0m<sup>3</sup>/h) とする。

## 2. 揚程の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの必要となる揚程は、以下のとおり、5.2m である。

GL～ポンプ出口中心 :   
 第一ガスタービン発電機用燃料タンク内径最深位置～GL :   
 計  ≒ 5.2m

以上より、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの揚程は、5.2m を十分に上回る約 50m とする。

## 3. 原動機出力の設定根拠

上記に示す容量と揚程を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり 0.54kW となる。

$$P = (g \times \rho \times Q \times H) \div (60 \times \eta)$$

$$= \text{$$

$$= 0.54\text{kW}$$

P : 必要軸動力 (kW)    g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)  
 ρ : 比重 (-)            Q : 吐出量 (m<sup>3</sup>/min)  
 H : 全揚程 (m)           η : ポンプ効率 (%)

上記の必要軸動力を満足する原動機を選定すると、原動機出力は約 1.5kW となる。よって、原動機として出力約 1.5kW の電動機を選定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名称		<u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</u>
基数	基	2
容量	kL/基	約 50
最高使用圧力	kPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66
<p><b>【設定根拠】</b>            第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、重大事故等対処時に第一ガスタービン発電機への燃料補給を円滑に行うために設置する。</p> <p>1. 容量            第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は、<u>第一ガスタービン発電機 1 基の定格出力運転時の燃料消費量を基に設定する。</u>(保守的に短時間定格出力 3,600kW にて算定)            軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を開始するまでに 12 時間燃料補給可能な容量とする。            具体的には、12 時間燃料補給可能な容量は、以下のとおり、17.88kL となる。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 100px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>以上より、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は 17.88 kL 以上である 50kL とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠            第一ガスタービン発電機用燃料タンクの最高使用圧力は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠            第一ガスタービン発電機用燃料タンクの最高使用温度は、軽油温度約 30℃の余裕を考慮し、66℃とする。</p>		



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(分)												備考
		10	20	30	40	50	60							
第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電 M/C C系及び M/C D系受電	中央制御室運転員A 1	第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電 20分												
		50分 第一ガスタービン発電機によるM/C C系受電												
	▽													
	第一GTG起動													
	給電													
	M/C D系受電前準備、通信経路準備													
	M/C D系受電確認													
	M/C C系受電前準備													
	M/C C系受電確認													
	移動、M/C D系受電前準備													
	M/C D系受電操作													
	移動、M/C C系受電前準備													
移動、M/C C系受電前準備														
移動、M/C C系受電前準備														
M/C C系受電操作														

第 1.14.8 図 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電  
(第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合)  
タイムチャート

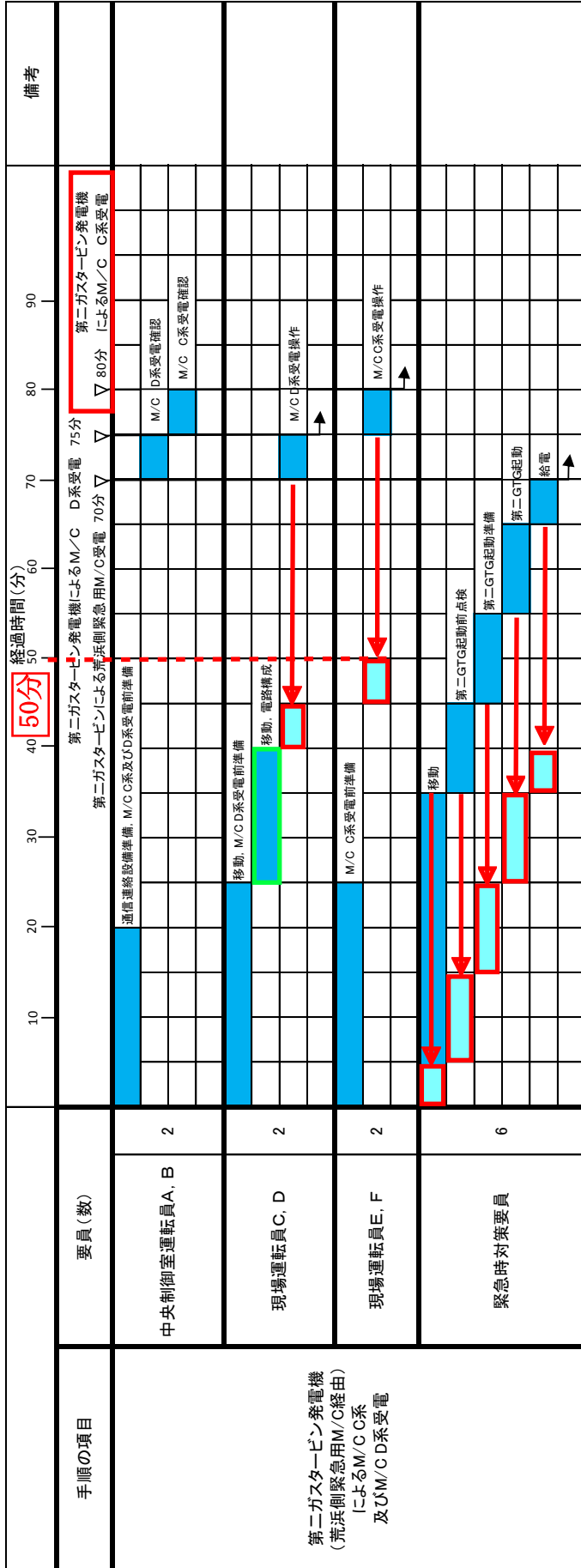
事前準備により時間短縮

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考				
		30	45	60	75	90	105	120	135	150	165	180	210		240	270		
号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C系又はM/CD系受電(屋外保管の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)使用の場合)	中央制御室運転員A, B (当該号炉)	負荷切替え、非常用ディーゼル発電機によるM/C系又はM/CD系給電準備		85分		電力融通												245分※3
	中央制御室運転員a, b (他号炉)	通信連絡設備準備、M/C系又はM/CD系受電前準備																
	現場運転員c, d (他号炉)	M/C系又はM/CD系給電前準備																
		負荷停止、負荷切替																
		移動、電路構成																
		負荷停止、負荷切替																
		受電前準備																
緊急時対策要員	6	移動、ケーブル接続前準備 ※1												※1 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は、20分と想定する。				
		ケーブル敷設※2												※2 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は、50分と想定する。				
		ケーブル接続																

※3 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は、約115分で可能である。

第 1.14.16 図 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C系又はM/CD系受電 タイムチャート

事前準備により時間短縮



第 1.14.9 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電  
(第二ガスタービン発電機 (荒浜側緊急用 M/C 経由) による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合)  
タイムチャート

#### 1.4 自主対策設備について

##### 1.4.1 第二代替交流電源設備

###### 1.4.1.1 主要設備

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、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより、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ことを目的として、第二代替交流電源設備を設ける設計とする。また、第二代替交流電源設備は軽油タンクからタンクローリ（16kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

第二代替交流電源設備は、第二ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機用燃料タンク、第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、軽油タンク、タンクローリ（16kL）、電路、計測制御装置等で構成し、第二ガスタービン発電機を設置場所での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。第二ガスタービン発電機の燃料は、第二ガスタービン発電機用燃料タンクより第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。また、第二ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は、軽油タンクよりタンクローリ（16kL）を用いて補給できる設計とする。第二代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

第二代替交流電源設備の第二ガスタービン発電機は、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、必要な場合に遮断器操作等により系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備の第二ガスタービン発電機用燃料タンク、第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び軽油タンクは、必要な場合に弁操作等により系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は、接続先の系統と分離して保管し、必要な場合に接続、弁操作等により系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、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。

## 1.4.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

## (1) 第二ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)

ガスタービン

個数 : 2  
 使用燃料 : 軽油  
 出力 : 約 3,600kW/台

発電機

個数 : 2  
 種類 : 同期発電機  
 容量 : 約 4,500kVA/台 (連続定格 : 約 3,687.5kVA)  
 力率 : 0.8  
 電圧 : 6.9kV  
 周波数 : 50Hz  
 取付箇所 : 荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

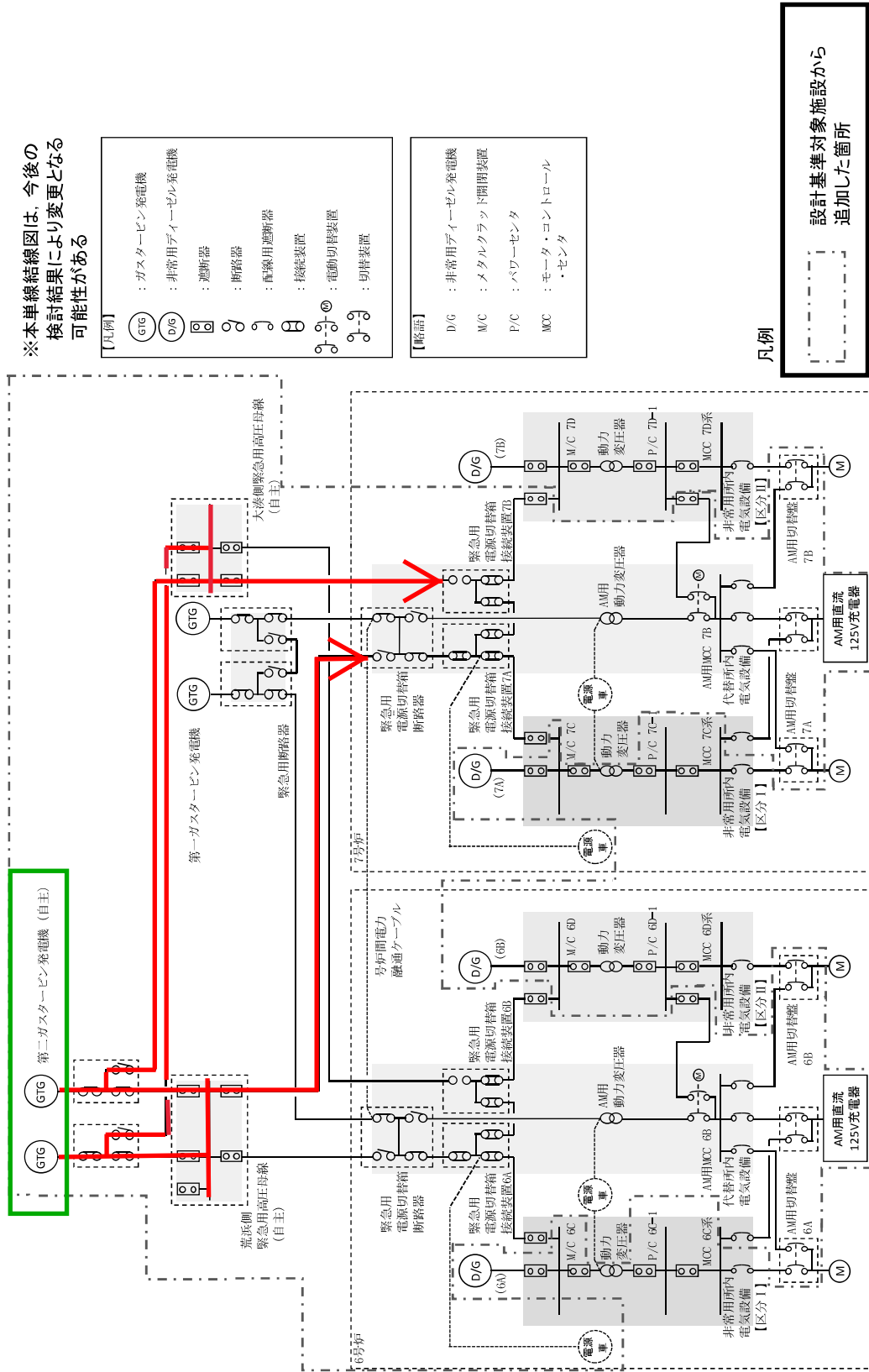
## (2) 第二ガスタービン発電機用燃料タンク (6号及び7号炉共用)

種類 : 横置円筒型  
 容量 : 約 50kL/基  
 最高使用圧力 : 静水頭  
 最高使用温度 : 66℃  
 個数 : 2  
 取付箇所 : 荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

## (3) 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (6号及び7号炉共用)

種類 : スクリュー式  
 個数 : 2  
 容量 : 約 3.0m<sup>3</sup>/h/台  
 揚程 : 約 50m  
 原動機出力 : 約 1.5kW/台  
 取付箇所 : 荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

第二ガスタービン発電機の接続箇所  
赤線にて示す。



第 1.14.2 図 交流電源単線結線図 (6 号及び 7 号炉)

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)

(2) SA 57 条補足説明資料 (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)

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による電源系2系列※1が動作可能であること※2

適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転	電源車	2台×2※3
起動	タンクローリー (4kL)	※4
高温停止	軽油タンク	※4
低温停止		
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、緊急用電源切替箱接続装置、動力変圧器C系、AM用動力変圧器及び代替原子炉補機冷却系に接続できることを含む。

※3：電源車は、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散配置されていること。

※4：「66-1-2-7 燃料補給設備」において運転上の制限を定める。

(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	電気機器GM
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	モバイル設備管理GM

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、可搬型重大事故等対処設備である可搬型代替交流電源設備による電源系2系列が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十七条 (1. 14)

「電源設備 (手順等)」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、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による電源系は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間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ランス頻度の考え方に基づき2年に1回、性能確認を実施する。

b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目2が該当。

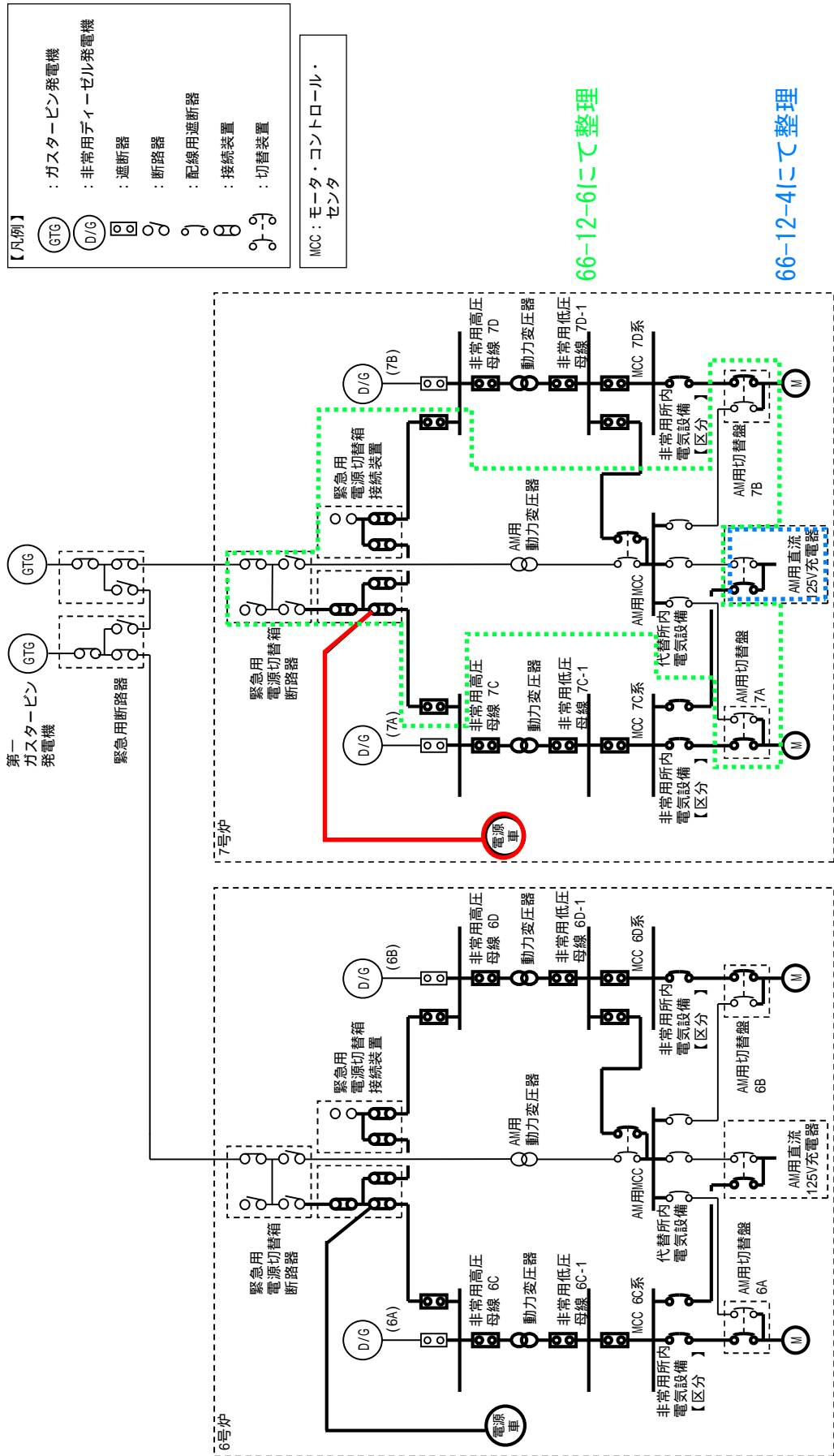
「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき可搬型設備は3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。



保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が2系列未満 1系列以上の場合	A 1. 1. 当直長は、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。 及び A 1. 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 <sup>※6</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに    10日間  30日間	
	B. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が1系列未満の場合	B 1. 当直長は、代替原子炉補機冷却系を動作不能とみなす。 及び B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※5</sup> が動作可能であること。 及び B 3. 当直長は、代替措置 <sup>※6</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び B 4. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに   3日間  10日間	
<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 可搬型代替交流電源設備による電源系は2N要求設備であるため、運転、起動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未満となった場合とを条件として設定する。 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)) 【運転、起動及び高温停止】 A 1. 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>A 1. 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>A 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(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))である「10日間」とする。</p> <p>A 3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>B 1. 動作可能な可搬型代替交流電源設備が1系列未満となると、代替原子炉補機冷却系も電源がなく、機能喪失した状態となることから、代替原子炉補機冷却系を動作不能とみなし、「66-5-4(代替原子炉補機冷却系)」の要求される措置を実施する。</p> <p>B 2. A 1. と同様。</p> <p>B 3. A 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>B 4. A 3. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p>				

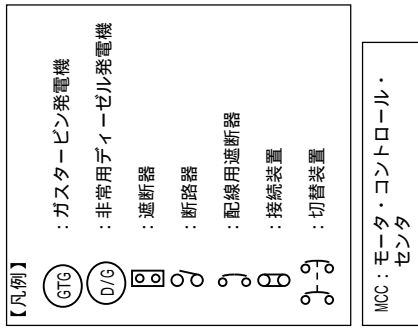
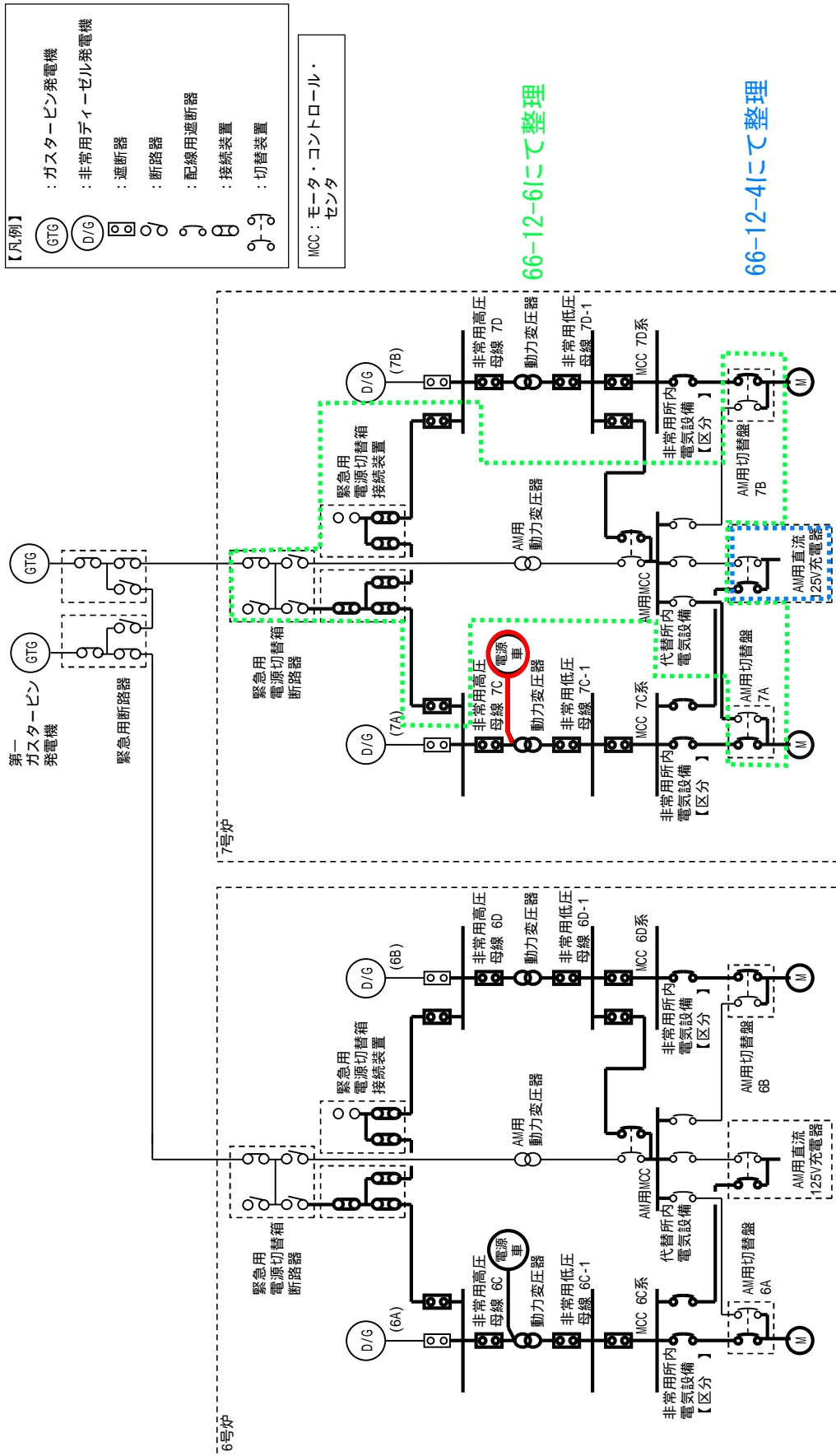
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が2系列未満の場合	A1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに 速やかに	
<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。</p> <p>※6：代替品の補充等。</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】 A1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2. 【運転、起動及び高温停止】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、確認台数については1台とする。 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。</p>				

66-12-2の範囲  
赤線にて示す



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）  
（電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び非常用所内電気設備を経由して給電）

66-12-2の範囲  
赤線にて示す

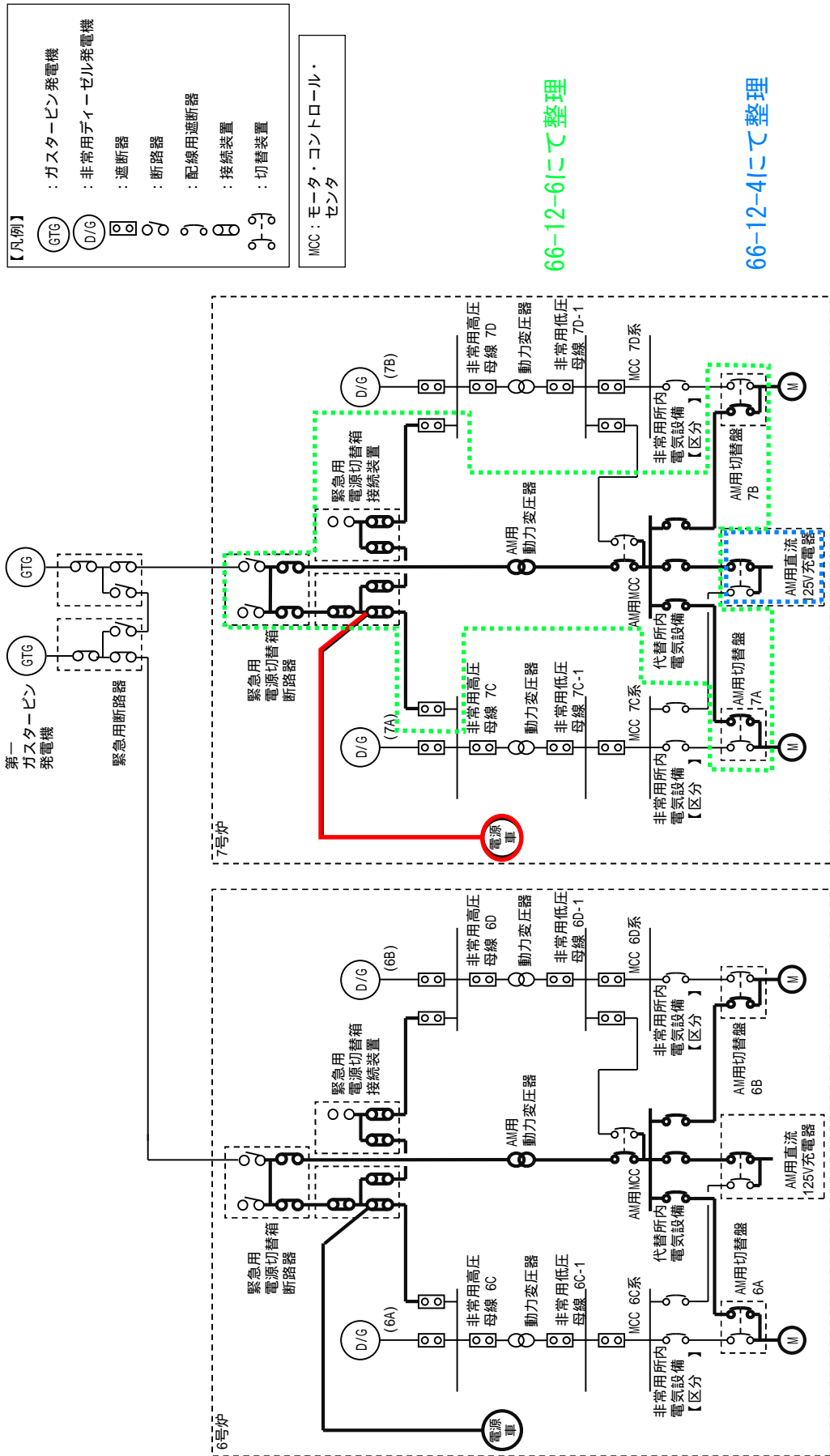


66-12-6にて整理

66-12-4にて整理

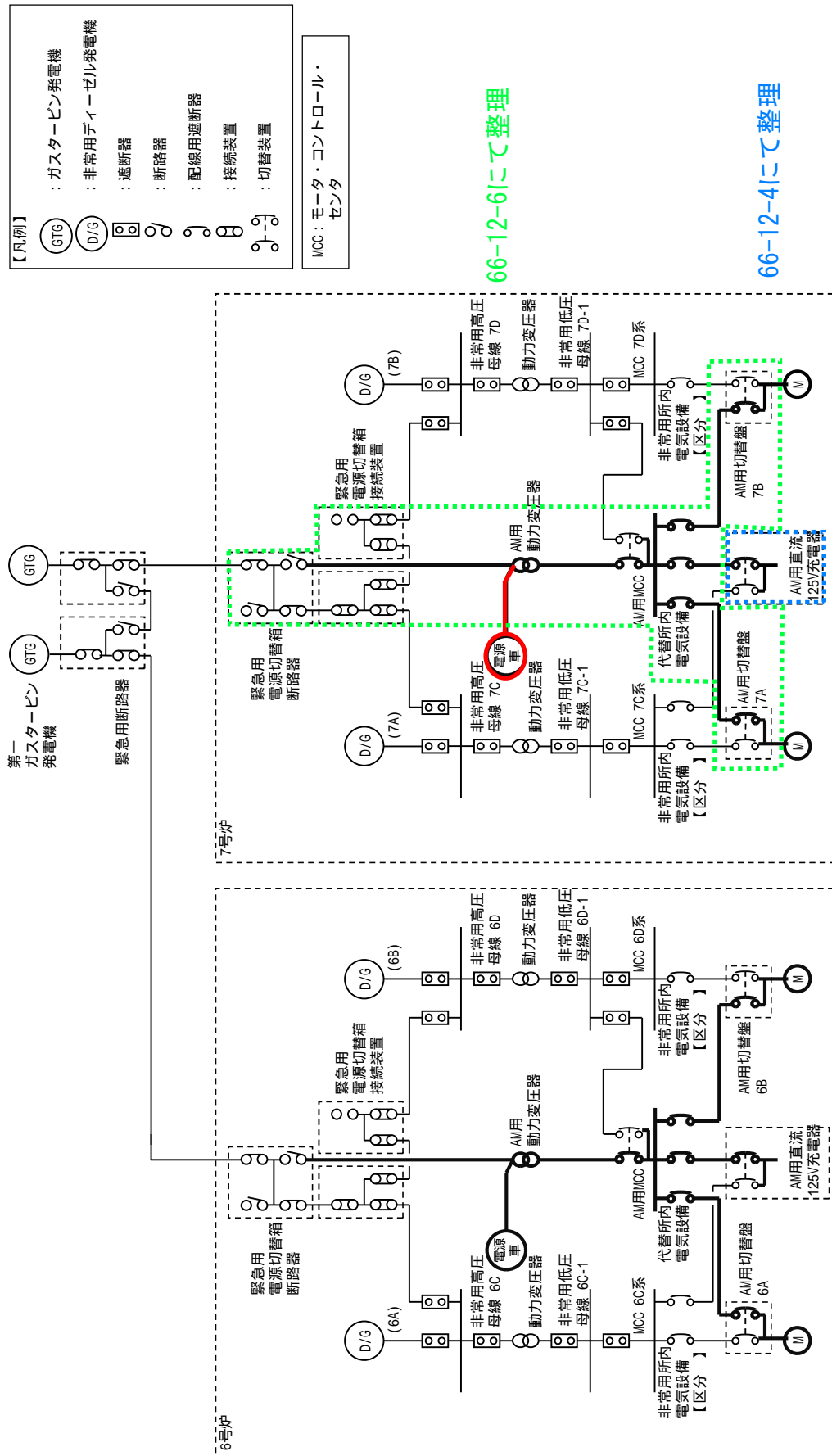
第 10.2 - 5 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)  
(電源車から動力変圧器 C 系及び非常用所内電気設備を経由して給電)

66-12-2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（可搬型代替交流電源設備による給電）  
（電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び代替所内電気設備を経由して給電）

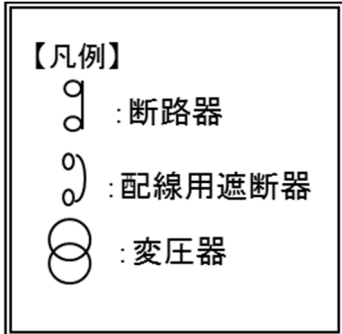
66-12-2の範囲  
赤線にて示す



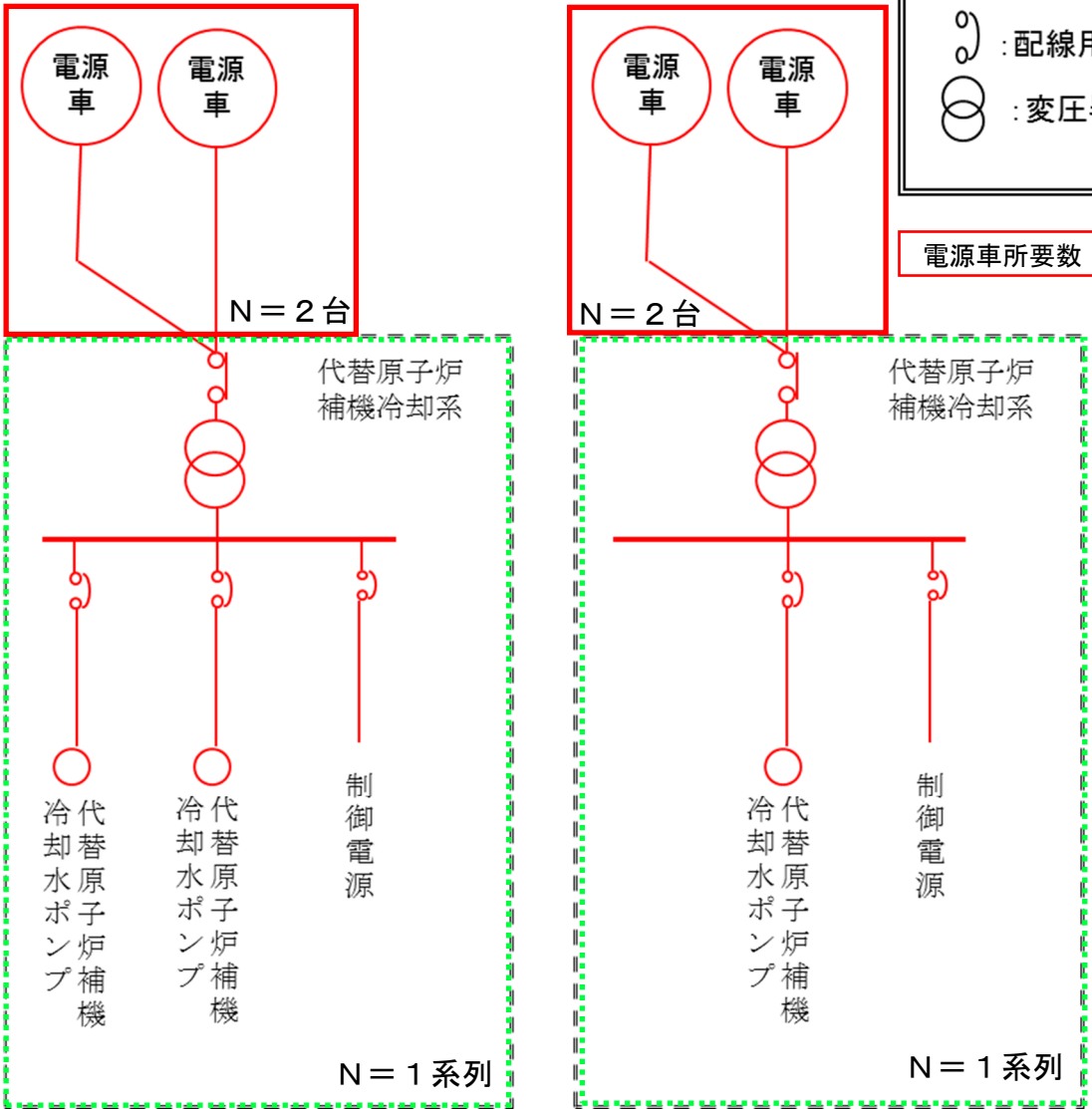
第 10.2 - 7 図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）  
（電源車から AM 用動力変圧器及び代替所内電気設備を経由して給電）

6号炉 (7号炉も同じ)

代替原子炉補機冷却系 1系列あたりの電源車の必要数は2台 (N=2) である。代替原子炉補機冷却系は2N要求設備なので、これに接続する電源車の所要数は1号炉あたり合計4台 (2台×2) である。



電源車所要数 :  $N \times 2 = 4$  台



(その1)

66-5-4にて整理

(その2)

代替原子炉補機冷却系所要数 :  $N \times 2 = 2$  系列

図 57-9-25 単線結線図\_\_代替原子炉補機冷却系 [48 条]

に貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6号及び7号炉に必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号及び7号炉共用とする。

#### 10.2.2.4 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

第一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。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，想定される重大事故等時において，タンクローリ（16kL）で燃料を補給するまでの間，第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，想定される重大事故等時において，第一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，6号及び7号炉共用で4セット8台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計9台を保管する。



基 数 1 (予備 3)

容 量 約 550kL/基

e. タンクローリ (16kL) (6号及び7号炉共用)

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 16kL/台

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 電源車 (6号及び7号炉共用)

エンジン

台 数 8 (予備 1)

使用燃料 軽油

発電機

台 数 8 (予備 1)

種 類 同期発電機

容 量 約 500kVA/台

力 率 0.8

電 圧 6.9kV

周 波 数 50Hz

b. 軽油タンク (6号及び7号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備 (通常運転時等)

・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数 1 (予備 3)

容 量 約 550kL/基

c. タンクローリ (4kL) (6号及び7号炉共用)

台 数 3 (予備 1)

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 2 「電源設備」

6 6 - 1 2 - 4 「所内蓄電式直流電源設備及び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 S A 設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

- (2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

- (3) 設備仕様書 (AM用直流 1 2 5 V 蓄電池 蓄電池電圧)

添付-3 同等な性能を有する設備

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
所内蓄電式 直流電源設備※ <sup>1</sup> 及び 常設代替 直流電源設備※ <sup>2</sup>	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換において, 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電源系が動作可能であること

適用される 原子炉の状態 ④	設 備 ⑤	所要数 ⑥
運 転	直流125V充電器A※ <sup>3</sup>	1個
起 動	直流125V蓄電池A※ <sup>3</sup>	1組
高温停止	直流125V充電器A-2※ <sup>3</sup>	1個
冷温停止	直流125V蓄電池A-2※ <sup>3</sup>	1組
燃料交換	AM用直流125V充電器※ <sup>4</sup>	1個
	AM用直流125V蓄電池※ <sup>4</sup>	1組

※1：所内蓄電式直流電源設備とは，直流125V充電器A，直流125V蓄電池A，直流125V充電器A-2，直流125V蓄電池A-2，AM用直流125V充電器及びAM用直流125V蓄電池をいう。

※2：常設代替直流電源設備とは，AM用直流125V充電器及びAM用直流125V蓄電池をいう。

※3：動作不能時は，「第62条 直流電源その1」及び「第63条 直流電源その2」の運転上の制限も確認する。

※4：AM用直流125V充電器及びAM用直流125V蓄電池が動作不能時は，「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」の運転上の制限も確認する。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう，所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電源系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14）  
「電源設備（手順等）」では，電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，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 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電源系は，非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり，負荷の切り離しを行わず8時間，その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できると及び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。また，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の電源として，可搬型直流電源設備（可搬型交流電源設備及びAM用直流125V充電器）又はAM用直流125V蓄電池のいずれかからの電源供給が必要であることから，66-9-3（使用済燃料プール監視設備）についても運転上の制限として要求する。（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="331 1659 989 2727"> <thead> <tr> <th data-bbox="331 2050 373 2727">項目 ㉞</th> <th data-bbox="331 1857 373 2050">頻度</th> <th data-bbox="331 1659 373 1857">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="373 2050 464 2727">1. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備(蓄電池及び充電器)の機能を確認する。</td> <td data-bbox="373 1857 464 2050">定検停止時</td> <td data-bbox="373 1659 464 1857">運転評価GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="464 2050 590 2727">2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、直流125V蓄電池A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 data-bbox="464 1857 590 2050">1週間に1回</td> <td data-bbox="464 1659 590 1857">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="590 2050 709 2727">3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="590 1857 709 2050">1週間に1回</td> <td data-bbox="590 1659 709 1857">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="709 2050 793 2727">4. AM用直流125V蓄電池について、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 data-bbox="709 1857 793 2050">1週間に1回</td> <td data-bbox="709 1659 793 1857">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="793 2050 913 2727">5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。</td> <td data-bbox="793 1857 913 2050">1週間に1回</td> <td data-bbox="793 1659 913 1857">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="913 2050 989 2727">6. AM用直流125V充電器の出力電圧を確認する。</td> <td data-bbox="913 1857 989 2050">1週間に1回</td> <td data-bbox="913 1659 989 1857">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目 ㉞	頻度	担当	1. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備(蓄電池及び充電器)の機能を確認する。	定検停止時	運転評価GM	2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、直流125V蓄電池A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	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長	4. AM用直流125V蓄電池について、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	当直長	5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長	6. AM用直流125V充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長	<p>㉞ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 2) 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>定期検査時の確認事項は、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, 5, 6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>直流125V蓄電池A及びA-2の浮動充電時の蓄電池電圧値は第62条(直流電源その1)同様とする。</p> <p>AM用直流125V蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧値はメーカー仕様書に基づき設定する。(添付-2)</p>	
項目 ㉞	頻度	担当																					
1. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備(蓄電池及び充電器)の機能を確認する。	定検停止時	運転評価GM																					
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、直流125V蓄電池A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	当直長																					
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長																					
4. AM用直流125V蓄電池について、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	当直長																					
5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長																					
6. AM用直流125V充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長																					

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	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。</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. 蓄電池が動作不能となった場合には、残りの蓄電池を枯渇する前に、交流電源により、充電器を経由し、直流母線に電力を供給することが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であること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、原子炉隔離時冷却系の電源区分に対応するA系を対象とする。</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50分であり、蓄電池が枯渇するまえ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. 充電器が動作不能となった場合には、必要な直流電源が確保されていることを確認するため、蓄電池A、A-2及びAMが健全であることを“速やかに”確認する。</p> <p>B2. 充電器が故障した場合、残りの充電器を経由し、直流母線に電力を供給することが重要となることから、非常用ディーゼル発電機が動作可能であること及び残りの充電器が健全であることを“速やかに”確認する。なお、確認対象の非常用ディーゼル発電機については、原子炉隔離時冷却系の電源区分に対応するA系を対象とする。</p> <p>B3. B2.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。常設代替交流電源設備の準備時間は約50分であり、蓄電池が枯渇するまえ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>B4. 当該充電器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「30日間」とする。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
		A. 蓄電池が動作不能の場合	速やかに	
		B. 充電器が動作不能の場合	速やかに	
		C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	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. 蓄電池が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。	速やかに
	B. 充電器が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、残りの充電器が健全であることを確認する。	速やかに

【冷温停止及び燃料交換】

A 1. 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。

A 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 2. 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。

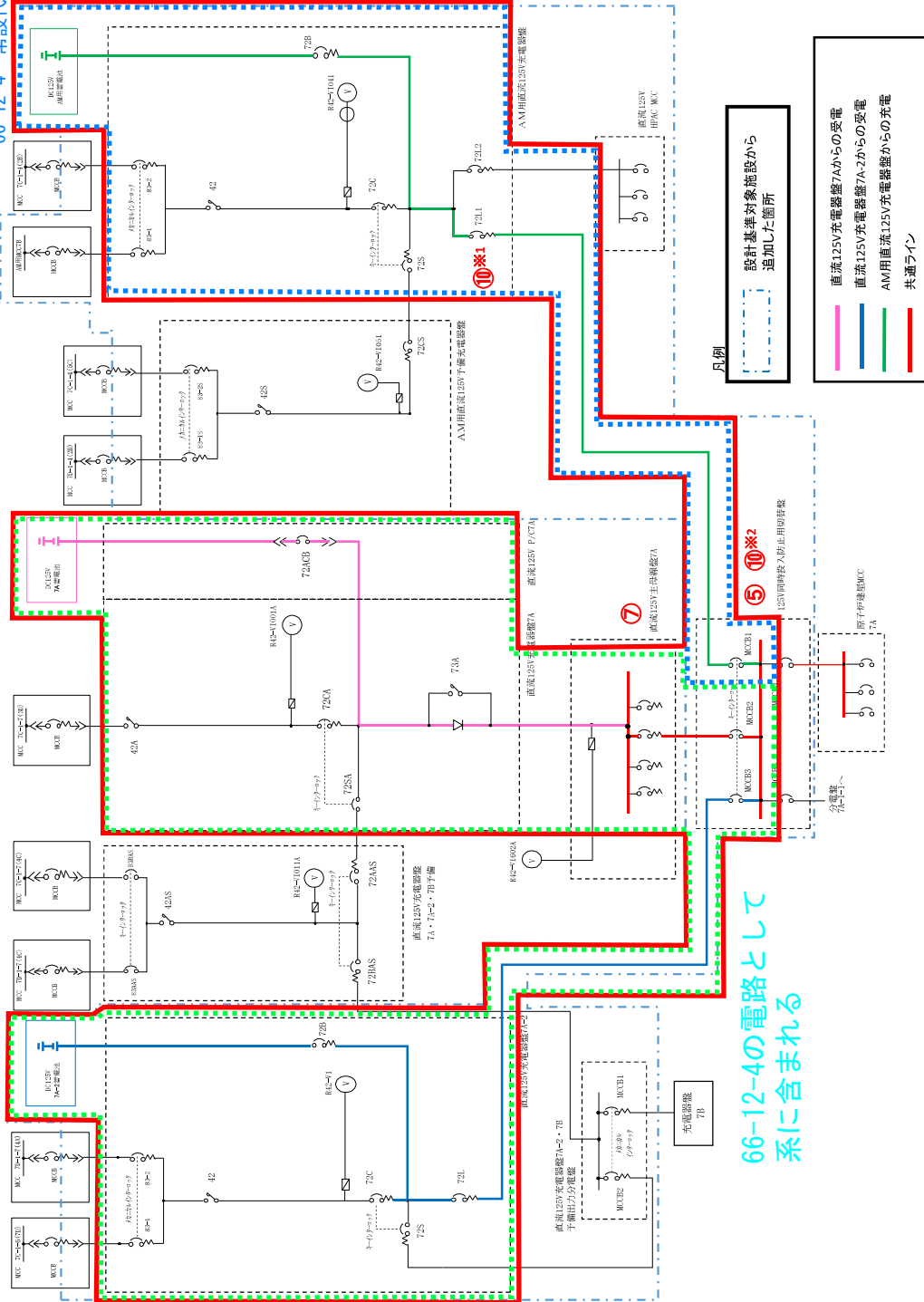
B 1. 当該充電器を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。

B 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるB 3. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。

66-12-4の範囲  
赤枠にて示す

第62条, 第63条と共用

66-12-4 常設代替直流電源設備を兼ねる



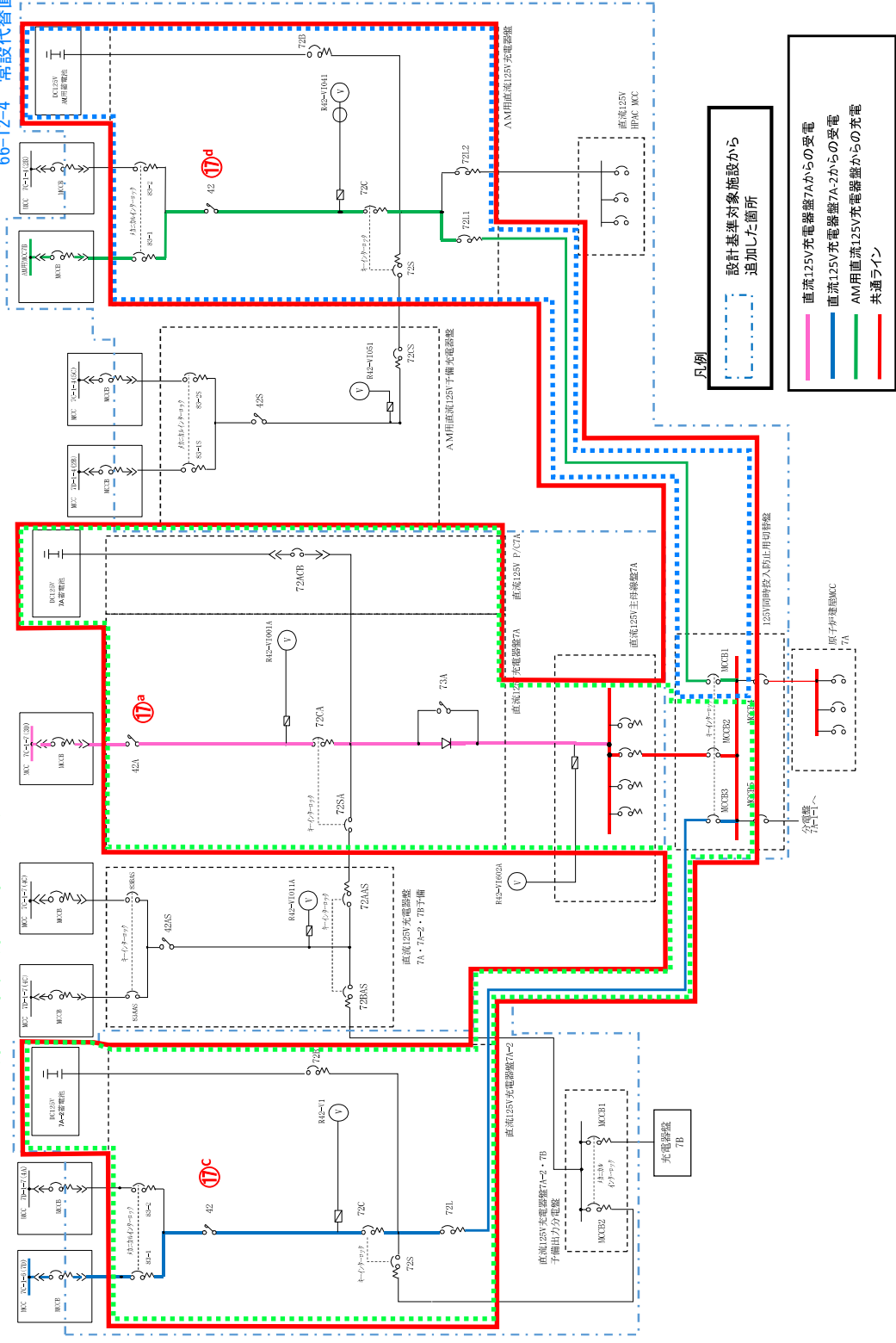
第 1. 14. 17 図 所内蓄電式直流電源設備による給電

(直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, AM 用直流 125V 蓄電池切替え) 概要図

66-12-4の範囲  
赤枠にて示す

第62条, 第63条と共用

66-12-4 常設代替直流電源設備を兼ねる



第 1. 14. 18 図 所内蓄電式直流電源設備による給電

(直流 125V 充電器盤 A, 直流 125V 充電器盤 A-2, AM 用直流 125V 充電器盤受電) 概要図



所要数・必要容量  
関連箇所を下線にて示す

に貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6号及び7号炉に必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号及び7号炉共用とする。

#### 10.2.2.4 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

第一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。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，想定される重大事故等時において，タンクローリ（16kL）で燃料を補給するまでの間，第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，想定される重大事故等時において，第一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，6号及び7号炉共用で4セット8台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計9台を保管する。

号炉間電力融通ケーブル（常設）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。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）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ものを 1 式として使用する。保有数は，号炉間電力融通ケーブル（常設）の故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 式（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。

直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は，想定される重大事故等時において，負荷の切り離しを行わず 8 時間，その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

AM 用直流 125V 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。

緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC 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（16KL）は，想定される重大事故等時において，第一ガスタービン発電機用燃料タンクに，燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6

設備仕様  
 関連箇所を赤枠にて示す

容 量 約 4kL/台

(3) 号炉間電力融通電気設備

- a. 号炉間電力融通ケーブル（常設）（6号及び7号炉共用）

個 数 1

- b. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6号及び7号炉共用）

個 数 1

(4) 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

- a. 直流 125V 蓄電池 A 及び直流 125V 蓄電池 A-2

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

組 数 1

電 圧 125V

容 量 約 10,000Ah

（直流 125V 蓄電池 A : 約 6,000Ah

直流 125V 蓄電池 A-2 : 約 4,000Ah）

- b. AM 用直流 125V 蓄電池

組 数 1

電 圧 125V

容 量 約 3,000Ah

- c. 直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

個 数 2

電 圧	125V
容 量	約 700A 及び約 400A

## d. AM用直流 125V 充電器

個 数	1
電 圧	125V
容 量	約 300A

## (5) 可搬型直流電源設備

## a. 電源車 (6号及び7号炉共用)

## エンジン

台 数	8 (予備 1)
使用燃料	軽油

## 発電機

台 数	8 (予備 1)
種 類	同期発電機
容 量	約 500kVA/台
力 率	0.8
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz

## b. AM用直流 125V 充電器

個 数	1
電 圧	125V
容 量	約 300A

## c. 軽油タンク (6号及び7号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)

AM用直流125V蓄電池 蓄電池電圧 設備仕様書  
関連箇所を赤枠にて示す

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(分)												備考
		10	20	30	40	50	60							
第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電 M/C C系及び M/C D系受電	中央制御室運転員A 1	第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電 20分												
		50分 第一ガスタービン発電機によるM/C C系受電												
	▽													
	第一GTG起動													
	給電													
	M/C D系受電前準備、通信経路準備													
	M/C D系受電確認													
	M/C C系受電前準備													
	M/C C系受電確認													
	移動、M/C D系受電前準備													
	M/C D系受電操作													
	移動、M/C D系受電前準備													
移動、M/C C系受電前準備														
M/C C系受電操作														
移動、M/C C系受電前準備														
M/C C系受電確認														
移動、M/C C系受電前準備														
M/C C系受電操作														

第 1.14.8 図 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電  
(第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合)  
タイムチャート

保安規定第 6 6 条

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の確保」

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 S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 工事計画認可申請書 説明書 (所要数)

(4) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

(5) 工事計画認可申請書 要目表 (所要数)

(6) S A 5 9 条補足説明資料 (所要数の説明)

添付-3 自主対策設備に関する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (自主対策設備に関する説明)

(2) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間に関する説明)

表66-1-4 運転員が中央制御室にとどまるための設備

66-1-4-1 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) 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※1 (2) 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）による加圧系が動作可能であること※2 (3) データ表示装置（待避室）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、差圧計及び酸素濃度・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	可搬型蓄電池内蔵型照明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 起 高 温 停 止	中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）	2台
炉心変更時※4 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	中央制御室可搬型陽圧化空調機（プロワユニット）	4台
	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）	174本
	データ表示装置（待避室）	1台
	中央制御室待避室遮蔽（可搬型）	1式
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	2個
	差圧計	2個
運 起 高 温 停 止 燃 料 交 換	可搬型蓄電池内蔵型照明	2個
	衛星電話設備（常設）	※5
	無線連絡設備（常設）	※5
	常設代替交流電源設備	※6

※1：陽圧化に必要なバウンダリ※3、弁、配管、ダクト及びダンパを含む。また、ダクト及びダンパ等の故障により運転上の制限を満足しない場合は、「第57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：陽圧化に必要なバウンダリ※3、弁及び配管を含む。

※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れば、運転上の制限を満足してはいないとはみなさない。

※4：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引拔を除く。

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るよう、中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）による加圧系が動作可能であること、並びにデータ表示装置（待避室）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。なお、中央制御室は6号炉及び7号炉共用で1つであり、上記の運転上の制限は中央制御室あたりの要求である。（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は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）

「原子炉制御室（の居住性に関する手順等）」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、66-17-1（通信連絡設備）にて整理する。

④ 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）による加圧系、その他陽圧化時の監視計器や中央制御室待避室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、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性物質放出を伴う事象が発生する可能性は低い。中央制御室バウンダリと中央制御室陽圧化バウンダリは同バウンダリであることから中央制御室換気空調系（第57条）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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、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は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 中央制御室可搬型陽圧化空調機は、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、フィルタユニットは6号炉及び7号炉それぞれ1セット1台の計2台及びプロワユニットは6号炉及び7号炉それぞれ1セット2台の計4台を所要数とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）は、中央制御室待避室の居住性を確保するために必要な容量として、工事計画認可申請書に基づき174本を所要数とする。



保安規定 第66条 条文	記載の説明			備考
<p>※5：「66-17-1 通信連絡設備」において運転上の制限等を定める。</p> <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>データ表示装置（待避室）は、中央制御室待避室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。</p> <p>中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、中央制御室待避室の遮蔽に必要な1式を所要数とする。</p> <p>酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の陽圧化時の居住環境を測定するため6号及び7号炉起動断面では3個必要だが、7号炉のみ起動断面では7号炉中央制御室及び中央制御室待避室にそれぞれ1個あればいいので2個を所要数とする。</p> <p>差圧計は、中央制御室内とコントロール建屋、中央制御室待避室内とコントロール建屋の陽圧化時の差圧を測定するために必要となる2個を所要数とする。</p> <p>可搬型蓄電池式内蔵照明は、7号炉の運転員が中央制御室内又は中央制御室待避室内で監視操作等に必要な照度を確保するために必要な台数として、2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>			
<p>(2) 確認事項</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>1. 中央制御室可搬型陽圧化空調機(プロロユニット)の性能確認を実施する。</p>	<p>項目 ⑦</p>	<p>頻度</p>	<p>担当</p>	
<p>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）が使用可能であることを確認する。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>定検停止時</p>	<p>原子炉GM</p>	
<p>3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、中央制御室可搬型陽圧化空調機(プロロユニット)を起動し、動作可能であることを確認する。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>当直長</p>	<p>化学管理GM</p>	
<p>4. MCR排気隔離ダンパ、MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。</p>	<p>1ヶ月に1回</p>	<p>当直長</p>	<p>当直長</p>	
<p>5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、所要数の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>当直長</p>	<p>当直長</p>	
<p>6. 可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>当直長</p>	<p>当直長</p>	
<p>7. 差圧計が健全であることを確認する。</p>	<p>定検停止時</p>	<p>計測制御GM</p>	<p>計測制御GM</p>	
<p>8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、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。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>当直長</p>	<p>当直長</p>	
<p>9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、酸素濃度・二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>発電GM</p>	<p>発電GM</p>	
<p>10. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。</p>	<p>定検停止時</p>	<p>発電GM</p>	<p>発電GM</p>	
<p>11. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、データ表示装置（待避室）の伝送確認を実施する。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>計測制御GM</p>	<p>計測制御GM</p>	
<p>12. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）が使用可能であることを確認する。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>放射線管理GM</p>	<p>放射線管理GM</p>	

(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 炉心変更時 <sup>※7</sup> 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	A. 中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※8</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、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。 及び A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに          3日間          10日間
	B. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）による中央制御室待避室の加圧系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>※8</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該機能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ない場合の条件を記載する。  
中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系等は、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。

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】

A 1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類八）」で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である中央制御室非常用換気空調系が該当し、完了時間は“速やかに”とする。  
中央制御室非常用換気空調系は、再循環運転モードを確認する。

A 2. 当該システムの機能を補完する代替措置（空調機の補充等）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（1N未満）である「3日間」とする。

A 3. 当該システムを動作可能な状態へ復旧する。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。

B 1. A 1と同様。

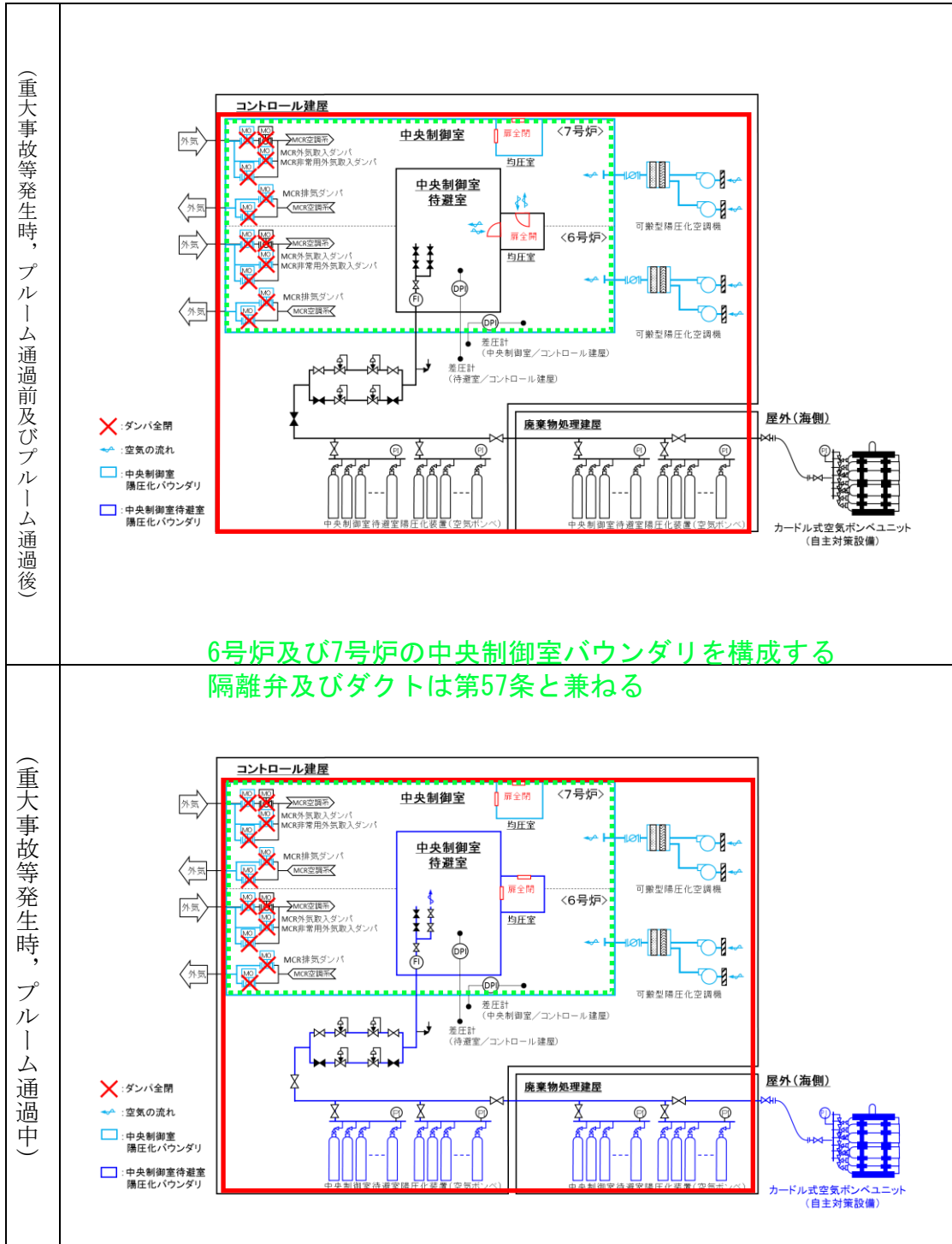
B 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理したカードル式空気ポンベユニットが該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。

カードル式空気ポンベユニットの準備操作は、空気の供給開始までに時間を要するが、中央制御室待避室に必要空気量を供給できることから、事前配備等の準備時間短縮の補完措置を実施することで、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）の機能を代替できる。(添付-3)

B 3. A 3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	
運転起 高温停止 炉心変更時 <sup>※7</sup> 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	C. 動作可能なデータ表示装置（待避室）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計又は可搬型蓄電池内蔵型照明が所要数を満足していない場合 D. 条件A、B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 E. 炉心変更時 <sup>※7</sup> 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において、条件A、B、C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、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>※11</sup> 。 A 1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A 2. 当直長は、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。	10日間 10日間 速やかに 速やかに	
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、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。	速やかに 速やかに	
<p>※7：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引拔を除く。</p> <p>※8：残りの中央制御室非常用換気空調系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>※9：代替品の補充等をいう。</p> <p>※10：カード式空気ボンベユニットによる中央制御室待避室の加圧をいう。（準備時間短</p>				
<p>C 1. 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>C 2. 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可搬型遮蔽、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、「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>D 1., D 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>E 1., E 2. 保安規定第57条（中央制御室非常用換気空調系）と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A 1. 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>A 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるC 2.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、完了時間は“速やかに”とする。</p>				

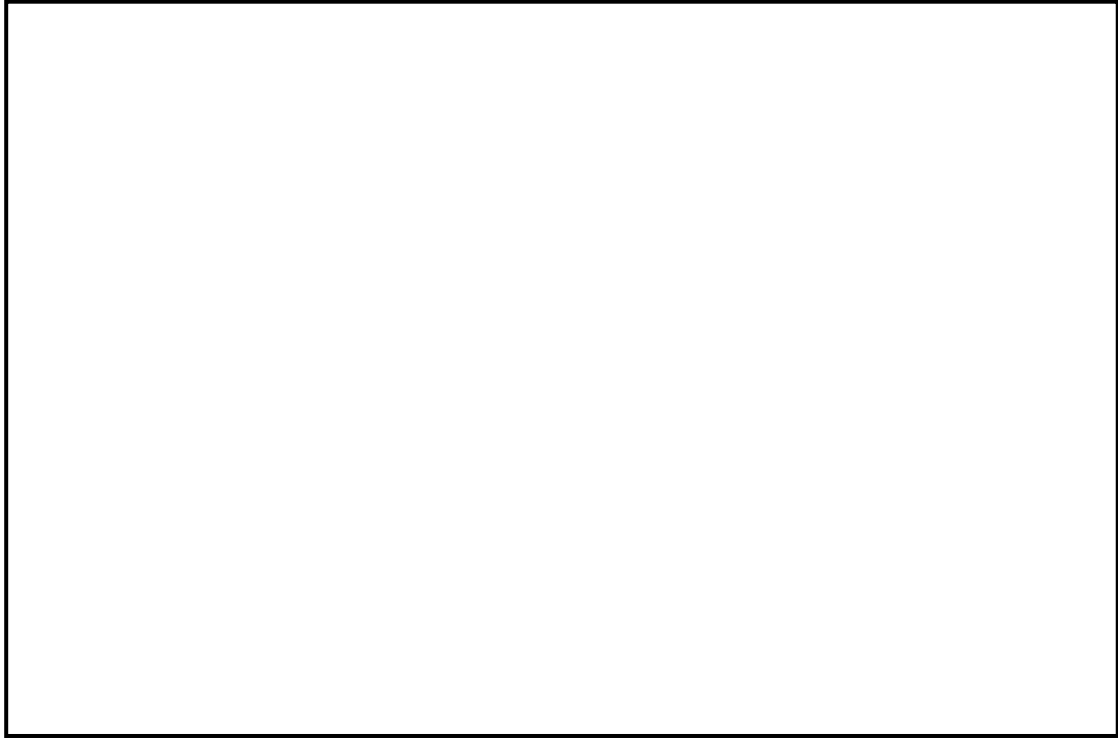
備考	記載の説明	保安規定 第66条 条文
		<p>縮の補完措置を含む)</p> <p>※11: 10日間以内に代替措置が完了した場合, 当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが, 10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。</p>



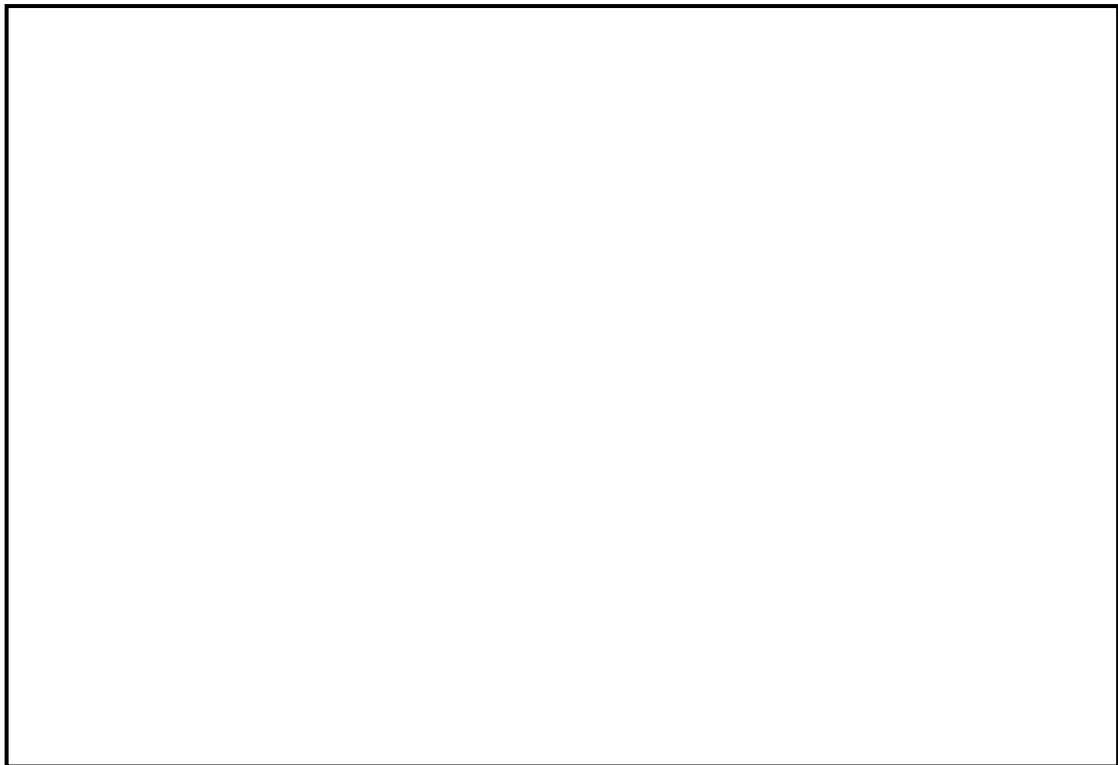
第 1.16.1 図 運転モード毎の中央制御室換気空調系概要図 (2/2)

中央制御室バウンダリのハッチ、扉を  
赤枠にて示す

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。



第 1.16.2 図 中央制御室，中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成図



第 1.16.3 図 中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成図



に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、重大事故等時において、隣接する 6 号及び 7 号炉の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから、6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

#### 6.10.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は、想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため、運転員の放射線被ばくを防止するとともに中央制御室内の換気に必要な容量を確保できる設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットは、想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため、運転員を過度の放射線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を有する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットは、必要な容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉それぞれ 1 セット 1 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を保管する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機のブロウユニットは、必要な容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉それぞれ 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 2 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 6 台を保管する設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）は、想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため、中央制御室待避室



を陽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室内へ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 174 本使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 174 本に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 本以上（6 号及び 7 号炉共用）の合計 194 本以上を保管する。

データ表示装置（待避室）は，中央制御室待避室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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，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 1 セット 3 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 4 台を保管する設計とする。

差圧計は，中央制御室内とコントロール建屋，中央制御室待避室内とコントロール建屋の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを 1 セット 2 個使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 2 個に加えて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 個を保管する設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを，1 セット 3 個使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 個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 個（6 号及び 7 号炉共用）の合計 4 個を保管する設計とする。

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に，原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに，主排気筒（内筒）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。

#### 6.10.2.2.5 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。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，コントロール建屋内に設置し，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。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は，コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ），データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計の接続及び操作は，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。

非常用ガス処理系排風機は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ガス処理系の操作は，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。

設備仕様  
 関連箇所を赤枠にて示す

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（6号及び7号炉共用）

第 8.3 - 1 表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

b. 中央制御室待避室遮蔽（常設）（6号及び7号炉共用）

第 8.3 - 1 表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

c. 無線連絡設備（常設）

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。

d. 衛星電話設備（常設）

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. データ表示装置（待避室）

個 数 一式

(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

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用ガス処理系

基 数 1（予備1）

系統設計流量 約 2,000m<sup>3</sup>/h

（原子炉区域内空気を 1 日に 0.5 回換気

できる量）

## 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. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（6号及び7号炉共用）

第 8.2 - 1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

- b. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）（6号及び7号炉共用）

第 8.2 - 1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

- c. 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（6号及び7号炉共用）

第 8.3 - 1 表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

- d. 可搬型蓄電池内蔵型照明（6号及び7号炉共用）

個 数 3（予備1）

- e. 差圧計（6号及び7号炉共用）

個 数 2（予備1）

- f. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計（6号及び7号炉共用）

個 数 2（予備1）

## b. 排気ファン

台 数	2 (うち 1 台は予備)
容 量	約 8 万 m <sup>3</sup> /h/台

## (4) 中央制御室可搬型陽圧化空調機 (6 号及び 7 号炉共用)

## a. フィルタユニット

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	2 (予備 1)
よう素除去効率	99.9%以上
粒子除去効率	99.9%以上

## b. ブロワユニット

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	4 (予備 2)
容 量	約 1,500m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)

## (5) 中央制御室待避室陽圧化装置 (6 号及び 7 号炉共用)

## a. 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	174 (予備 20 以上)
容 量	約 47L/本
充填圧力	約 15MPa[gage]

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。
-----------------------------

第 8.3 - 1 表 遮蔽設備の主要機器仕様

## (1) 原子炉一次遮蔽

原子炉遮蔽壁	厚さ	約 0.5m , 約 0.6m
	材料	モルタル及び鋼板

原子炉一次遮蔽壁	厚さ	約 2.0m
	材料	コンクリート

## (2) 原子炉二次遮蔽

原子炉二次遮蔽壁	厚さ	約 0.3 ~ 約 1.7m
	材料	コンクリート

## (3) 燃料取扱遮蔽

水 深

原子炉ウェル 約 7m

使用済燃料プール 6号炉 約 2.6m

(燃料取替時の燃料有効長の上端まで) 7号炉 約 2.8m

水 質 純 水

## (4) 中央制御室遮蔽 (6号及び7号炉共用)

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 コンクリート

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

## (5) 中央制御室待避室遮蔽

- a. 中央制御室待避室遮蔽（常設）（6号及び7号炉共用）

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                      コンクリート     mm 以上

鉛                             mm 以上

材 料    コンクリート及び鉛

- b. 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（6号及び7号炉共用）

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    鉛

## (6) 緊急時対策所遮蔽

- a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（6号及び7号炉共用）

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    コンクリート

- b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（6号及び7号炉共用）

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    コンクリート

所要数

関連箇所を下線にて示す

V-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

K7 ① V-1-5-4 R0



きる設計とする。

### 3.4 居住性の確保

#### 3.4.1 換気設備

中央制御室換気空調系は、設計基準事故が発生した場合において、チャコールフィルタを通る再循環方式とし、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。

また、重大事故等が発生した場合においては、中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)、中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)、中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクトにより、中央制御室を陽圧化することで、フィルタを介さない外気の流入を防止可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対しても再循環方式に切替えることにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。

また、再循環方式による酸欠防止を考慮して外気取り入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時 30 日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性並びに中央制御室遮蔽の機能とあいまって、運転員の実効線量が居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

更に、重大事故等時 7 日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性並びに中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽(常設)、中央制御室待避室遮蔽(可搬型)の機能とあいまって、運転員の実効線量が居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

また、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、中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンプ)で陽圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とするとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏れいした放射性物質の濃度を低減するため非常用ガス処理系を設ける設計とする。

中央制御室待避室と中央制御室との間の陽圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、差圧計(中央制御室)並びに差圧計(中央制御室待避室)を保管する設計とする。原子炉建屋原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放した場合に容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。これらにより、中央制御室の居住性を確保する設計とする。具体的な、換気設備の機能及び被ばく評価については、V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」、また、ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については、V-1-1-7「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)は、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件(地震、風(台風)、竜巻、積雪、落雷、森林火災、

火山の影響に伴い外部電源が喪失した場合)において、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)への給電の機能は、V-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

#### 3.4.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は、設計基準事故が発生した場合においては事故後 30 日間とどまっても中央制御室の気密性及び中央制御室換気空調系の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。また、中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽(常設)並びに中央制御室待避室遮蔽(可搬型)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)、中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)、中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト及び中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンプ)の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

具体的な、中央制御室の遮蔽設計、その他の適切な防護の妥当性評価は、V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

#### 3.4.3 照明

操作に必要な照明は、地震、竜巻・風(台風)、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機が起動することにより照明用の電源が確保されるとともに、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間においても、中央制御室の直流非常灯及び可搬型蓄電池内蔵型照明により、運転操作に必要な照明を確保できる設計とする。

重大事故等時においても、必要な照明は可搬型蓄電池内蔵型照明により確保できる設計とするとともに、非常用電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室照明及び可搬型蓄電池内蔵型照明の機能、照明設備への給電の機能は、V-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

#### 3.4.4 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷の対応として、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、中央制御室並びに中央制御室待避室には電池式の酸素濃度・二酸化炭素濃度計を1セット3個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個の合計4個を保管する設計とする。また、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、

付属のスイッチにより容易かつ確実に操作できるものとする。表 3-7 に中央制御室に配備している酸素濃度・二酸化炭素濃度計の仕様を示す。

具体的な中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価については、V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

#### 3.4.5 チェンジングエリア

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止することができるよう身体サーベイ、作業服の着替え等を行うための区画を設けることができる設計とする。

具体的な、チェンジングエリアの機能については、V-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

#### 3.4.6 データ表示装置（中央制御室待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく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データ表示装置（中央制御室待避室）を設置する設計とする。

また、データ表示装置（中央制御室待避室）は、中央制御室待避室に7号機用1台を設置する設計とする。

データ表示装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

#### 3.5 通信連絡

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建物内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動又は音声若しくはその両方により行うことができる警報装置及び多様性を確保した所内通信連絡設備により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

重大事故等が発生した場合において、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ことができる所内通信連絡設備により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

設計基準事故及びその他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる所外通信連絡設備により、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる設計とする。

具体的な通信連絡設備については、V-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

## 3.2.2 可搬型照明

可搬型照明は、昼夜場所を問わず作業を可能となるよう以下のとおり配備する。

## (1) 全交流動力電源喪失時に現場機器室（非常用電気品室等）までの移動について

全交流動力電源喪失時に現場機器室（非常用電気品室等）までの移動に必要な照度を確保できるよう可搬型照明を配備する。可搬型照明については、使用時に即使用できるように乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）（6,7号機共用）を用い、中央制御室から作業現場に向うまで必要となる時間（事象発生から約10分）までに十分準備可能なように初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。

## (2) 非常用ガス処理系配管の補修について

非常用ガス処理系配管補修を実施時、狹隘部については、必要な照度を確保できるよう可搬型照明を配備する。可搬型照明については、現場復旧要員が持参し、使用時に即使用できるようにLEDライト（フロアライト）（自主設備）を用い、補修が必要となる時間（作業開始から3日間）までに十分準備可能なように大湊側高台保管場所に配備する。

## (3) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの受電について

5号機東側保管場所に設置する5号機原子建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの受電時の操作については、必要な照度を確保できるよう可搬型照明を配備する。可搬型照明については、使用時に即使用できるように懐中電灯（自主設備）及び乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）（自主設備）を用い、受電完了までの時間（電源設備起動指示から約25分）5号機サービス建屋及び第二企業センターに配備する。

可搬型照明の保管場所を添付図面「第1-8-1図から第1-8-33図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

(1)～(3)項以外の作業については、建屋内に作業用照明を確保するため、可搬型照明を使用せずとも操作に必要な照明は確保される。一方、何らかの要因で作業用照明が機能喪失する可能性も考慮し、昼夜場所を問わず作業可能となるよう可搬型照明を配備する。可搬型照明は、懐中電灯（自主設備）及び乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）（自主設備）を5号機サービス建屋及び第二企業センターに配備する。なお、乾電池については可搬型照明が7日間使用可能な数量を確保する。

## 3.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等発生時に、中央制御室及び中央制御室待避室での監視操作に必要な照度を確保するため、中央制御室出入口付近に設けるチェンジングエリア及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアでの身体サーバイ及び作業服の着替え等に必要な照度を確保するため、可搬型照明を配備する。

中央制御室及び中央制御室待避室での監視操作に必要な可搬型蓄電池内蔵型照明（「6,7号機共用」(以下同じ)）は、常設代替交流電源設備からの給電が可能とするため非常用低圧母線に接続された中央制御室内のコンセントに接続可能な設計とする。中央制御室に設置する可搬型蓄電池内蔵型照明は、操作範囲の移動に加え、操作スイッチ、計器指示及び計器名称の視認性を確保するため、大型表示盤面で20 lx以上を確保する設計とする。中央制御室待避室に設置する可搬型蓄電池内蔵型照明は、監視及び陽圧化配管バルブ操作のため20 lx以上を確保す

る設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明に関する電源系統を図4に示す。

中央制御室出入口付近に設けるチェンジングエリアでの身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）（「6,7号機共用」（以下同じ。））はチェンジングエリア内の脱衣エリア，身体サーベイエリア及び除染エリアの中心部床面において5lx以上の照度を確保する設計とする。また，5号機原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアでの身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）はチェンジングエリア内の脱衣エリア，身体サーベイエリア及び除染エリアの中心部床面において5lx以上の照度を確保する設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室での監視操作に必要な可搬型蓄電池内蔵型照明は，中央制御室の制御盤での操作又は監視用に2個，中央制御室待避室での監視用に1個とし，故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計4個を中央制御室及び中央制御室待避室に保管する。

中央制御室のチェンジングエリアでの必要な乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）は，身体サーベイ及び作業服の着替え用に4個とし，故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計5個を中央制御室待避室に保管する。

また，技術基準規則第54条第1項第2号及び第3項第6号に基づき想定される重大事故等時において，停電時に確実に操作を実施するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況を把握するために使用する懐中電灯，乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）及び乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の可搬型照明に関しては，保安規定にて資機材としての取扱いについて定め管理する。

可搬型照明の保管場所を添付図面「第1-8-1図から第1-8-33図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

**容量設定根拠**  
**関連箇所を下線にて示す**

名 称	<u>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) (6,7号機共用)</u>	
容 量	m <sup>3</sup> /h/台	960
原 動 機 出 力	kW/台	1.5
<p><b>【設 定 根 拠】</b>                  (概要)                  重大事故等時に使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) は、以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) は、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまることができるよう設置する。</p> <p>系統構成は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するとともに、中央制御室の気密性に対して十分な余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) を使用し、中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット) を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで中央制御室内の陽圧を維持し、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準を超えない設計とする。</p> <p style="text-align: center;"><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) の保有数は、6, 7号機共用で4台と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として2台の合計6台を保管する。</u></p> <p>1. 容量</p> <p>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) の容量は、中央制御室内を隣接区画+20Pa 以上+40Pa 未満の範囲内で陽圧化する必要風量 4,409m<sup>3</sup>/h 以上 6,494m<sup>3</sup>/h 未満 (注1)、及び一般的な労働環境における酸素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 95.5m<sup>3</sup>/h (注1) 並びに二酸化炭素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 14.9m<sup>3</sup>/h (注1) を踏まえ、要求値 4,409m<sup>3</sup>/h 以上 6,494m<sup>3</sup>/h 未満に設計裕度をもった 4,500~6,000m<sup>3</sup>/h (1,125~1,500m<sup>3</sup>/h/台×4台) とする。公称値については設計風量上限値の 1,500m<sup>3</sup>/h/台とする。</p> <p>注1：添付資料「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に示す容量</p>		

K7 ① V-1-1-1-5-6 R0

## 2. 原動機出力

中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）の原動機出力は，風量 960m<sup>3</sup>/h/台の時の軸動力を  
基に設定する。なお，インバーターは使用せず 50Hz の電源で運用する。

定格風量点における 1 台あたりの中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）の風量は 960m<sup>3</sup>/h，  
全圧が 1.987kPa であり，その時の必要軸動力は，以下の通り 0.78kW となるため，原動機出力  
はそれを上回る 1.5kw とする。

$$L = (P \cdot Q / 3600) / \eta = (1.987 \times 960 / 3600) / 0.679 = 0.78$$

L：必要軸動力（kW）

P：ファン全圧（kPa） = 1.987

Q：ファン風量（m<sup>3</sup>/h） = 960

$\eta$ ：ファン効率 = 0.679

名 称		<u>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット)</u> <u>(6,7号機共用)</u>	
種 類		高性能フィルタ	活性炭フィルタ
単体除去効率	%	99.97 以上 (0.15 μm 粒子)	99.9 以上 (相対湿度 85%以下)
総合除去効率	%	99.97 以上 (0.15 μm 粒子)	99.9 以上 (相対湿度 85%以下)
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要) 重大事故等時に使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット) は、以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット) は、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまることができるよう設置する。</p> <p>系統構成は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するとともに、中央制御室の気密性に対して十分な余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) を使用し、中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット) を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減し、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準を超えない設計とする。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット) の保有数は、6, 7号機共用で2台と故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計3台を保管する。</u></p> <p>1. 高性能フィルタの効率</p> <p>1.1 単体除去効率</p> <p>高性能フィルタの単体除去効率は、「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」(J I S Z 4 8 1 2-1995) に規定される性能を基に設定し、基準粒子径 0.15 μm における単体除去効率が 99.97%と規定されていることから、99.97%以上 (0.15 μm) とする。</p> <p>1.2 総合除去効率</p> <p>高性能フィルタの総合除去効率は、原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価 (注 1) に示す運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において 99.97%以上 (0.15 μm 粒子) とする。</p> <p>注 1 : 添付資料「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」</p>			

K7 ① V-1-1-1-5-6 R0



2. 活性炭フィルタの効率

2.1 単体除去効率

活性炭フィルタの単体除去効率は、使用条件での活性炭フィルタ総合除去効率の設計値を確保できるように設定し、99.9%以上（相対湿度 85%以下）とする。

2.2 総合除去効率

活性炭フィルタの総合除去効率は、中央制御室の居住性に係る被ばく評価（注 1）に示す運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において 99.9%以上（相対湿度 85%以下）とする。

注 1：添付資料「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」

3.3 中央制御室待避室陽圧化換気空調系

3.3.1 容器

名 称		<u>中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンペ)</u> <u>(6,7号機共用)</u>	
容 量	L/個	46.7 以上 (46.7)	
最高使用圧力	MPa	14.7	
最高使用温度	℃	40℃	
個 数	—	174 (予備 26)	

【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中央制御室換気空調系（中央制御室待避室陽圧化換気空調系）として使用する中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は、以下の機能を有する。

中央制御室待避室陽圧化装置（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、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを防ぎ、中央制御室待避室にとどまる運転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、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）から中央制御室待避室内へ空気を送気し陽圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぎ、中央制御室遮蔽等の機能とあいまって中央制御室にとどまる運転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

重大事故等時に使用する中央制御室待避室陽圧化装置（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。このため、本ポンペの容量は、一般汎用型の空気ポンペの標準容量46.7L/個以上とする。

1.1 必要換気量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数：n=20名\*
- ・許容二酸化炭素濃度：Ci=0.5%（労働安全衛生法）
- ・大気二酸化炭素濃度：C0=0.039%（標準大気中の二酸化炭素濃度）
- ・呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022 m<sup>3</sup>/(h・人)（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）

K7 ① V-1-1-5-6 R0

- ・必要換気量： $Q1 = n \cdot 100 \cdot M / (C_i - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$Q1 = 20 \times 100 \times 0.022 \div (0.5 - 0.039)$$

$$\doteq 95.44$$

$$\doteq 95.5 \text{ m}^3/\text{h}$$

## ②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数： $n = 20$  名\*
- ・吸気酸素濃度： $a = 20.95\%$ （標準大気酸素濃度）
- ・許容酸素濃度： $b = 18.0\%$ （労働安全衛生法）
- ・酸素消費量： $c = x \cdot (a - d) \text{ m}^3/(\text{h} \cdot \text{人})$
- ・成人の呼吸量： $x = 0.48 \text{ m}^3/(\text{h} \cdot \text{人})$ （空気調和・衛生工学便覧の静座作業）
- ・乾燥空気換算呼吸酸素濃度： $d = 16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・必要換気量： $Q2 = n \cdot c / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$Q2 = 20 \times 0.48 \times (20.95 - 16.4) \div (20.95 - 18.0)$$

$$\doteq 14.81$$

$$\doteq 14.9 \text{ m}^3/\text{h}$$

以上より、空気ポンペ陽圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の  $95.5 \text{ m}^3/\text{h}$  以上とする。

注記\*：6号及び7号機運転員18名に対して余裕を考慮。

## 1.2 必要ポンベ個数

中央制御室待避室を10時間陽圧化する必要最低限のポンベ個数は二酸化炭素濃度基準換気量の  $95.5 \text{ m}^3/\text{h}$  及びポンベ供給可能空気量  $5.50 \text{ m}^3/\text{個}$  から下記の通り174個となる。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa
- ・ポンベ内容積：46.7L/個
- ・ポンベ供給可能空気量： $5.50 \text{ m}^3/\text{個}$

$$\text{必要ポンベ個数} = 95.5 \text{ m}^3/\text{h} \times 10 \text{ 時間} \div 5.50 \text{ m}^3/\text{個}$$

$$= 173.6$$

$$\doteq 174 \text{ 個}$$

## 2. 最高使用圧力

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）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ベにて実績を有する充填圧力である14.7MPaとする。

## 3. 最高使用温度

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）を重大事故等時において使用する場合は、  
高压ガス保安法に基づき 40℃とする。

## 4. 個数

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の必要個数は、中央制御室待避室に待避した運  
転員の窒息を防止するため、及び給気ライン以外から中央制御室待避室内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 174 個とする。また、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予備 26 個を保管する。

所要数  
関連箇所を下線にて示す

・可搬型

名		称		変 更 前	変 更 後
					中央制御室待避室遮蔽 (可搬型) (6,7号機共用)
		最小厚さ*			10(10)
		最小幅*			700(700)
		最小高さ*			1100(1100)
個			数		1
冷			法		自然冷却
材			料		鉛 (密度 11.3 g/cm <sup>3</sup> 以上)
取	付	箇	所		保管場所： コントロール建屋2階 ( T.M.S.L.17300mm ) 取付箇所： コントロール建屋2階 ( T.M.S.L.17300mm )

注記\* : 主要寸法欄は ( ) 内に公称値を示す。

名 称			酸素濃度・二酸化炭素濃度計
検知 範囲	酸素	%	5.0 ~ 30.0
	二酸化炭素	%	0.04 ~ 5.00
機器仕様に関する注記			—

【設定根拠】

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、可搬型重大事故等対処設備として配置するものである。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、外気から中央制御室及び中央制御室待避室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度、二酸化炭素が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するためのものである。

なお、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、6号炉中央制御室、7号炉中央制御室及び中央制御室待避室に設置するための3台に、予備1台を含めた合計4台を中央制御室内に保管する。

**7号炉に必要な所要数は、7号炉中央制御室に1台及び中央制御室待避室に1台の合計2台とする。**

1. 検知範囲

1.1 酸素濃度

労働安全衛生法の酸素欠乏症等防止規則に基づき、空気中の酸素濃度18%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また、表示精度としては、3%FSの精度を有する設計とする。

1.2 二酸化炭素濃度

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程」に基づき、空気中の二酸化炭素濃度0.5%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また、表示精度としては、±10%Rdgの精度を有する設計とする。

3.16.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、重大事故等時に中央制御室での監視操作に必要な照度を有するものを6号及び7号炉の大型表示盤エリアに各1台、重大事故等の対処のための制御盤等を配備したエリアに1台の計3台を設置する設計とする。

また、中央制御室待避室内での監視等に必要な照度を有するものを1台設置する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明を中央制御室での監視操作に使用する場合と、中央制御室待避室での監視等に使用する場合は、同時に使用することがないため、重大事故等時に必要な個数3台を保管する設計とする。また、これに加えて予備1台を有する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は各設置場所にて照度を確認し、監視操作が可能な設計とする。

**7号炉に必要な所要数は、上記下線の3台のうち2台とする。**

(59-10)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給電された非常用所内電気設備との接続を、一般的なコンセントプラグによる接続とすることで確実に接続できる設計とする。

また、コンセントプラグ接続を用いることにより6号及び7号炉で相互に使用可能な設計とする。

(59-5)

排気ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ），中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト），中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ，配管・弁），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計，無線連絡設備（常設），無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ），衛星電話設備（常設），衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ），データ表示装置（待避室），非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス処理系フィルタ装置，非常用ガス処理系乾燥装置，非常用ガス処理系配管・弁，主排気筒（内筒），非常用ガス処理系排気流量，原子炉建屋外気差圧及び原子炉建屋原子炉区域は重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の設備により，重大事故が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまることができるため，以下の設備は自主対策設備と位置付ける。あわせてその理由を示す。

・非常用照明

非常用照明は設計基準対象施設であり耐震性は確保されていないが，全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため，可搬型蓄電池内蔵型照明の代替設備として有効である。

・カードル式空気ポンベユニット



カードル式空気ポンプユニットの準備操作は、参集した緊急時対策要員によって実施すること、さらには空気の供給開始までに時間を要するが、仮に6号及び7号炉の格納容器ベントのタイミングのずれを考慮した場合でも、中央制御室待避室に必要な空気量を供給する際に有効である。

・ 第二代替交流電源設備

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

なお、乾電池内蔵型照明、防護具及びチェンジングエリア設営用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

b. 手順等

上記の a. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、重大事故時に監視が必要となる計器及び重大事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16.2 表、第 1.16.3 表）。

これらの手順は、運転員及び復旧班要員<sup>※3</sup>の対応として全交流動力電源喪失の対応手順等に定める。また、保安班要員<sup>※</sup>

作であるので 1.16.2.1(1)a. 炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順の「中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要」と同様である。

(2) 中央制御室待避室の準備手順

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置により加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。

a. 中央制御室待避室陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化手順

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の陽圧化を実施した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

中央制御室待避室の陽圧化設備による加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室陽圧化装置の概要を第 1.16.6 図に示す。

- ①当直副長は、炉心損傷時の中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、現場運転員 E 及び F に中央制御室待避室の加圧準備を指示する。
- ②現場運転員 E 及び F は、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、コントロール建屋 1 階通路、廃棄物処理建屋 1 階通路に設置した中央制御室陽圧化装置空気ポンベ元弁を開操作し、中央制御室待避室の加圧準備を完了する。
- ③当直副長は、格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時に、現場運転員 E 又は F に中央制御室待避室の加圧を指示する。
- ④現場運転員 E 又は F は、中央制御室待避室内に設置された中央制御室陽圧化装置空気ポンベ空気給気第一、第二弁を開操作し、中央制御室待避室の陽圧化を開始する。  
(第 1.16.6 図 中央制御室待避室陽圧化装置概要)
- ⑤当直副長は、現場運転員 E 又は F に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。
- ⑥現場運転員 E 又は F は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御

室待避室内に設置した排気弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。

(c) 操作の成立性

中央制御室待避室の加圧準備操作は、中央制御室可搬型陽圧化空調機起動後に実施し、現場運転員 2 名で約 30 分で対応可能である。(6 号及び 7 号炉が同時に炉心損傷した場合は、7 号炉の現場運転員が中央制御室待避室の加圧準備操作を行う。)

中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後(格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時)、運転員 1 名にて 5 分以内で対応可能である。(6 号及び 7 号炉が同時に炉心損傷した場合は、7 号炉の中央制御室運転員が中央制御室待避室の加圧操作を行う。)

b. カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の陽圧化手順

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>で、中央制御室待避室陽圧化装置を使用できない場合、又は 6 号及び 7 号炉の同時でない原子炉格納容器ベント操作を実施する場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室待避室の加圧手順の概要は以下のとおり。

[カードル式空気ポンベユニットの準備操作]

- ①当直長は，当直副長の依頼に基づき，緊急時対策本部に中央制御室待避室の陽圧化のためのカードル式空気ポンベユニットの準備を依頼する。
- ②緊急時対策本部は，緊急時対策要員にカードル式空気ポンベユニットの準備を指示する。
- ③緊急時対策要員は，廃棄物処理建屋近傍へカードル式空気ポンベユニットを移動させる。
- ④緊急時対策要員は，カードル式空気ポンベユニット5台をホースにて接続し，更に中央制御室待避室陽圧化装置（配管）と接続するため，廃棄物処理建屋接続口へホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は，カードル式空気ポンベユニットのポンベ元弁を開操作し，カードル式空気ポンベユニット建屋接続外弁を開操作する。

- ⑥緊急時対策要員は、カードル式空気ボンベユニットの準備完了を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。

[中央制御室待避室の陽圧化]

- ①当直副長は、格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時に、現場運転員 E 及び F に中央制御室待避室の加圧を指示する。
- ②現場運転員 E 及び F は、廃棄物処理建屋 1 階にてカードル式空気ボンベユニット建屋接続内弁を開操作する。
- ③中央制御室運転員は、中央制御室待避室内に設置された中央制御室陽圧化装置空気ボンベ空気給気第一、第二弁を開操作することで、中央制御室待避室の加圧を開始する。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。
- ⑤中央制御室運転員は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室待避室内に設置した排気弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。

(c) 操作の成立性

カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室待避室の加圧準備操作は、緊急時対策要員 7 名で実施し、約 150 分で対応可能である。

中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後（格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時）、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名の合計 3 名で実施し、約 20 分で対応可能である。

カードル式空気ポンベユニットの準備操作は、参集した緊急時対策要員によって行う。なお、中央制御室待避室が建屋内の空気ポンベによって陽圧化されている時に、カードル式空気ポンベユニットによる空気の供給を開始した場合も、空気ポンベの下流側に設置されている圧力調整ユニットにより系統圧力が制御されているため、中央制御室待避室に影響がでることはない。

### (3) 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順を整備する。

#### a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合。

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 4 「運転員が原子炉制御室にとどまるための設備」

6 6 - 1 4 - 2 「原子炉建屋ブローアウトパネル」

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) 工事計画認可申請書 説明書 (所要数)

(2) 工事計画認可申請書 説明書 (設計方針)



保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																			
<p>66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="415 1650 552 2727"> <tr> <td>項目②</td> <td>運転上の制限③</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ブローアウトパネル※1</td> <td>燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="590 1650 827 2727"> <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</td> <td>燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置</td> <td>4台</td> </tr> </table> <p>※1：燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トネル室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。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1178 1650 1398 2727"> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> <tr> <td>1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、燃料取替床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確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </table>	項目②	運転上の制限③	原子炉建屋ブローアウトパネル※1	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること	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	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	4台	項目⑦	頻度	担当	1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、燃料取替床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確認する。	1ヶ月に1回	当直長	<p>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。</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るよう、常設重大事故等対処設備である燃料取替床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））</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）第五十九条（1. 16）「運転員がとどまるために必要な設備（手順等）」として、原子炉制御室に関し、重大事故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を設ける（手順書を定めること）こと。</li> </ul> <p>④ 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は、燃料取替床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））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋に4台設置されており、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-1）</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> <ol style="list-style-type: none"> <li>性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） <ul style="list-style-type: none"> <li>項目1が該当。定検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。</li> </ul> </li> <li>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。） <ul style="list-style-type: none"> <li>項目2が該当。「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回、外観点検等の確認により使用可能であることを確認する。</li> </ul> </li> </ol>	
項目②	運転上の制限③																				
原子炉建屋ブローアウトパネル※1	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること																				
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	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	4台																			
項目⑦	頻度	担当																			
1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM																			
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、燃料取替床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確認する。	1ヶ月に1回	当直長																			

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

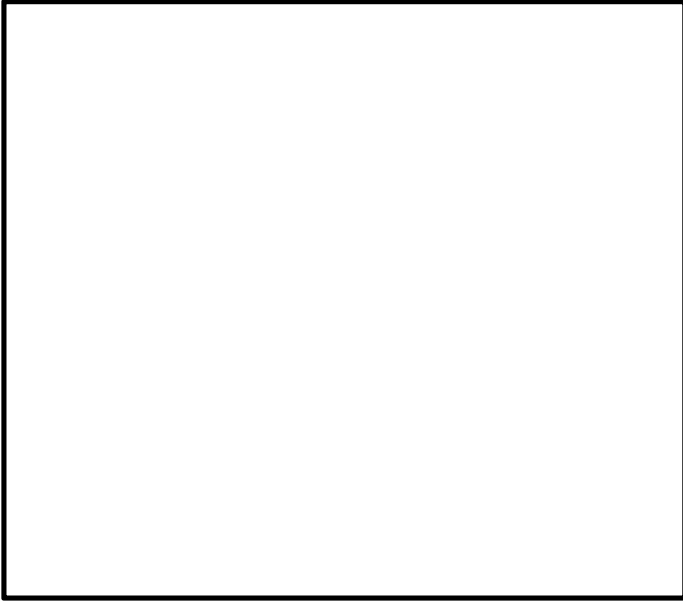
(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合	A 1. 当直長は、燃料取替床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。 及び A 2. 当直長は、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。 及び A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間

※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。  
燃料取替床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))  
A 1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は、燃料取替床ブローアウトパネルが開放してしまった時に、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、燃料取替床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。  
A 2. 燃料取替床ブローアウトパネルが開放してしまった場合に備え、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。  
A 3. 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。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。  
B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。

表7-3 オペフロBOP閉止装置の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
オペフロ BOP閉止装置	オペフロ BOP閉止装置は、 扉、門、 扉枠（扉 を移動さ せるため のハンガ ーレール を含む） 及び扉を 駆動する 電動機か ら構成す る。	扉枠（ハン ガーレ ール含 む）は、 原子炉建 屋原子炉 区域の壁 に据え付 ける。 扉はハン ガーロー ラ、吊具 によりハン ガーレ ールに支 持され る。	
主要寸法	扉 <input type="text"/>		
材 料	扉 <input type="text"/>		
個 数	<u>4台</u>		
作動方式	電動（手動）		
取付箇所	原子炉建屋原子炉区域地上4階中間床		

K7 ① V-1-1-7-別添 4 R0

## 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、燃料取替床ブローアウトパネル（以下「オペフロ BOP」という。）、主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル（以下「MS トンネル室 BOP」という。）、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置（以下「オペフロ BOP 閉止装置」という。）及び燃料取替床ブローアウトパネル強制開放装置（以下「オペフロ BOP 強制開放装置」という。）に分類する。

### (1) オペフロ BOP

オペフロ BOP は、原子炉建屋原子炉区域外壁（地上 4 階中間床）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破損するクリップ部より構成される設備である。

### (2) MS トンネル室 BOP

MS トンネル室 BOP は、原子炉建屋原子炉区域主蒸気系トンネル室（以下「MS トンネル室」という。）（地上 1 階）に配置され、差圧により開放するラブチャーパネル及び MS トンネル室 BOP を MS トンネル室壁面内に設置する枠部より構成される設備である。

### (3) オペフロ BOP 閉止装置

オペフロ BOP 閉止装置は、扉、扉枠（扉を移動させるためのレールを含む）、扉を駆動する電動機及び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、オペフロ 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、ブローアウトパネル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、扉の移動及び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。

### (4) オペフロ BOP 強制開放装置

オペフロ BOP 強制開放装置は、電動ウインチ及びワイヤロープから構成され、ワイヤロープはオペフロ BOP に取り付けられている。電動ウインチによりワイヤロープを巻き取ることで、オペフロ BOP を開放する設備である。

## 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（オペフロ BOP 閉止装置及びオペフロ BOP 強制開放装置）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) ブローアウトパネルの要求事項

設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備であるオペフロ BOP は、主蒸気配管破断及びインターフェイスシステム LOCA 等を想定、設計基準対処設備である MS トンネル室 BOP は、主蒸気配管破断等を想定した場合の放出蒸気による圧力等から原子炉建屋原子炉区域等を防護することを目的に設置されている。

このため、原子炉建屋原子炉区域の内外差圧（オペフロ BOP：設計差圧 3.43kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 9.81kPa 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、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2 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、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 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）（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和 59 年 9 月）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) ブローアウトパネル閉止装置の要求事項

重大事故等対処設備であるオペフロ 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区域に設置されたオペフロ BOP 部及び MS トンネル室に設置された MS トンネル室 BOP 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、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとして原子炉建屋原子炉区域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、扉開状態（待機状態）では基準地震動  $S_s$  後においても、作動性及び扉閉止後の原子炉建屋原子炉区域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、オペフロ BOP 閉止装置は扉閉止後、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2 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が、この機能維持が必要な状況とは、オペフロ BOP 部が開放し、更に重大事故に至った場合である。オペフロ BOP は弾性設計用地震動  $S_d$  では開放しない設計とすること、重大事故の発生頻度は小さいこと、技術基準規則第 74 条では、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことが要求されていることを踏まえ、一定期間の地震動に対する頑健性を有するように基準地震動  $S_s$  でも機能を維持する設計とする。

なお、オペフロ 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。

(3) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）への要求事項

オペフロ BOP 強制開放装置は、その損傷が安全上重要な他設備に影響を及ぼさないようにする必要がある。

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) オペフロ BOP

オペフロ BOP は、主蒸気配管破断及びインターフェイスシステム LOCA 等を想定した場合の放出蒸気により、原子炉建屋原子炉区域の圧力が上昇した場合において、外気との差圧（設計差圧 3.43kPa 以下）により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉区域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。

オペフロ BOP は、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2 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  $S_d$  で開放しない設計とする。

また、オペフロ 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。

a. 自然現象及び人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して、オペフロ BOP は、基準地震動  $S_s$  にて開放機能を喪失しない設計とする。また、2 次格納施設である原子炉建屋原子炉区域のバウンダリを構成する設備であるため、弾性設計用地震動  $S_d$  では開放しない設計とする。

オペフロ BOP の耐震設計については、本書に基づき実施する。

(b) 津波

自然現象のうち津波に関して、オペフロ BOP は津波の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(c) 風（台風）及び竜巻

自然現象のうち風（台風）及び竜巻に関して、オペフロ BOP は、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して設置し、設計飛来物によりオペフロ BOP が破損した場合に、他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。風（台風）の風荷重については、竜巻の風荷重に包絡される。

なお、設計竜巻の差圧は、オペフロ BOP 開放差圧より大きく、設計竜巻の差圧で開放

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 6 「緊急時対策所」

6 6 - 1 6 - 1 「緊急時対策所の居住性確保（対策本部）」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

- (2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

- (3) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

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 (対策本部) 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) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ボンベ) による加圧系が動作可能であること※ <sup>1</sup> (2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置の所要数が動作可能であること (3) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ <sup>2</sup> (4) 差圧計 (対策本部), 酸素濃度計 (対策本部) 及び二酸化炭素濃度計 (対策本部) の所要数が動作可能であること
その他設備	可搬型エリアモニタ (対策本部) 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※ <sup>4</sup> ⑥
運転 起 高温停止 炉心変更時※ <sup>5</sup> 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	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ボンベ)  5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置	1 2 3 本  1 台
運転 起 高温停止 冷温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機 差圧計 (対策本部) 酸素濃度計 (対策本部) 二酸化炭素濃度計 (対策本部) 可搬型エリアモニタ (対策本部) 可搬型陽圧化空調機	2 台  1 台 1 個 1 個 1 個 1 台 ※ <sup>6</sup>

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、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ボンベ) による加圧系及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること並びに5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置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。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) は6号炉及び7号炉共用で1つであり、上記の運転上の制限は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) あたりの要求である。(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なければ、運転上の制限を満足しては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)」では、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、必要な指示及び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 陽圧化装置 (空気ボンベ) による加圧系及び二酸化炭素吸収装置については、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。また、中央制御室換気空調系 (第57条) 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。なお、当該設備は6号炉及び7号炉共用設備であるが、本条文は7号炉の原子炉の状態に対して定める。

可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び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 陽圧化装置 (空気ボンベ) は、重大事故時において、対策本部の陽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、工事計画認可申請書に基づき、123本を所要数とする。

二酸化炭素吸収装置は、重大事故時において、対策要員等が二酸化炭素濃度の増加により窒息することを防止するために必要な台数として、1台を所要数とする。  
可搬型外気取入送風機は、必要な換気容量を有するもの2台を所要数とする。  
可搬型陽圧化空調機は、必要な換気容量を有するもの1台を所要数とする。



保安規定 第66条 条文	記載の説明			備考
<p>※1：陽圧化に必要なバウンダリ※3，弁及び配管を含む。</p> <p>※2：陽圧化に必要なバウンダリ※3及びダクトを含む。</p> <p>※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れば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※4：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）あたりの合計所要数。</p> <p>※5：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の挿入・引抜を除く。</p> <p>※6：「66-15-1 監視測定設備」において運転上の制限等を定める。</p>	<p>差圧計は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽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。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、対策本部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。</p> <p>可搬型エリアモニタは、重大事故時において、対策本部内の放射線量の監視のため、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）</p>			
(2) 確認事項	記載の説明			
項目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）			
1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM	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, 4, 7, 9, 11, 13, 15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バランス頻度の考え方にに基づき定期検毎（又は1年に1回）に性能確認を実施する。	
2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	定検停止時	原子炉GM	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, 3, 5, 6, 8, 10, 12, 14, 16が該当。	
3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	項目1, 3, 5, 6, 10, 12, 14, 16「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バ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。	
4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機の性能確認を実施する。	定検停止時	原子炉GM	項目8の頻度については、設計基準事故対処設備のサーバランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。	
5. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	活性炭フィルタについては、外観点検にて、フィルタの保管状態に異常がないことを確認すること、性能を満足していると判断する。	
6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気がボンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長	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。	
7. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。	定検停止時	原子炉GM		
8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	原子炉GM		
9. 可搬型エリアモニタ（対策本部）の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM		
10. 可搬型エリアモニタ（対策本部）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM		
11. 酸素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM		
12. 酸素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM		
13. 二酸化炭素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM		

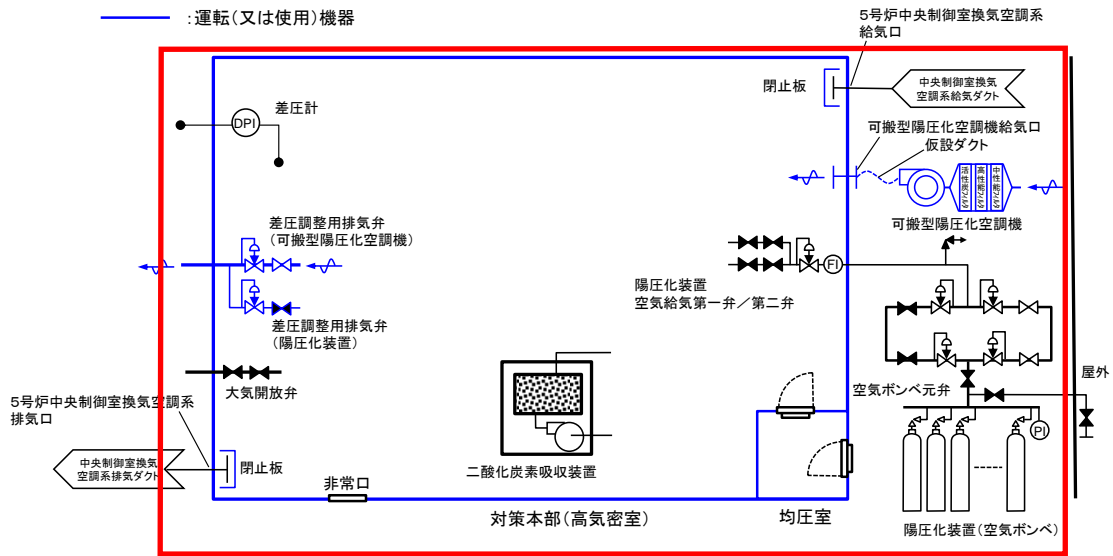
保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
14. 二酸化炭素濃度計(対策本部)が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM		
15. 差圧計(対策本部)が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM		
16. 差圧計(対策本部)が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	計測制御GM		
(3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※7</sup> 又は 原子炉建屋原 子炉棟内で照 射された燃料 に係る作業時	A. 動作可能な可搬型エアモニタ(対策本部)が所要数を満足していない場合  B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合 又は 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンベ)による加圧系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、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。  B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、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> 。	速やかに  速やかに  10日間  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。 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系等は、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】 A 1. 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102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、修理又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。 A 2. 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。完了時間は、保安規定第102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、修理又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代替措置を原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。 B 1., C 1. 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(計測及び制御設備)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。 B 2., C 2. 当該設備の機能を補完する代替措置(B 2.については、送風機、空調機又は空気ポンベの補充等。C 2.については、二酸化炭素吸収装置又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。 D 1., D 2. 既保安規定と同様の設定とする。 E 1., E 2. 保安規定第57条(中央制御室非常用換気空調系)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
	<p>D. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> <p>E. 炉心変更時<sup>※7</sup>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において、条件B、C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>D 1. 当直長は、高温停止にする。及び</p> <p>D 2. 当直長は、冷温停止にする。</p> <p>E 1. 当直長は、炉心変更を中止する。及び</p> <p>E 2. 当直長は、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。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</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	<p>A. 動作可能な可搬型エリアモニタ（対策本部）が所要数を満足していない場合</p> <p>B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合</p> <p>C. 動作可能な差圧計（対策本部）、酸素濃度計（対策本部）又は二酸化炭素濃度計（対策本部）が所要数を満足していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。及び</p> <p>A 2. 当直長は、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。</p> <p>B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。及び</p> <p>B 2. 当直長は、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。</p> <p>C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。及び</p> <p>C 2. 当直長は、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。</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>速やかに</p>
		<p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A 1., B 1., C 1. 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>A 2., B 2., C 2. 当該設備の機能を補充する代替措置（A 2. 及びC 2. については、計測機器の補充等。B 2. については、送風機又は空調機の補充等。）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。</p>	

※7：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の挿入・引抜を除く。

※8：代替品の補充等をいう。

※9：10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Dには移行しない。



第 1.18.2 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

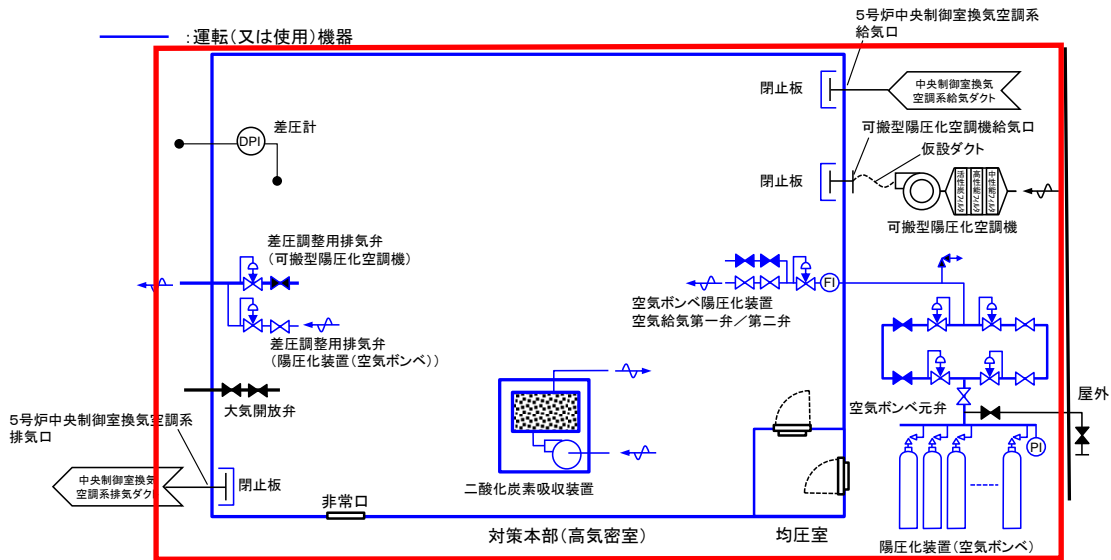
換気設備 系統概略図

(プルーム通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化)

手順の項目	要員	経過時間(分)												
		0	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機運転手順	保安班 2名	▽起動指示												
		可搬型陽圧化空調機による換気開始▽												
		中央制御室換気空調系の停止確認												
		活性炭フィルタ保管場所へ移動												
		活性炭フィルタ保管容器から活性炭フィルタ取出し												
		活性炭フィルタ保管場所から可搬型陽圧化空調機設置場所へ移動												
		活性炭フィルタ装着、ダクト接続、電源接続、空調機起動												
可搬型陽圧化空調機を予備機へ切替え(必要に応じて実施)														
可搬型陽圧化空調機設置場所から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動														
室内差圧確認														

第 1.18.3 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型

陽圧化空調機運転手順タイムチャート



第 1.18.11 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

換気設備 系統概略図

(プルーム通過中：陽圧化装置（空気ポンプ）による陽圧化)

		経過時間 (分)						
		0	1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員	▼可搬型エリアモニタの警報発生 ▼可搬型陽圧化空調機切離し/空気ポンベ陽圧化装置起動 ▼陽圧化状態の確認完了 ▼可搬型陽圧化空調機停止						
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機停止手順	保安班 2名		給気口から仮設ダクト取外し（対策本部内作業）	高気密室給気口に閉止板取付け（対策本部内作業）	室内差圧確認（対策本部内作業）	通路（可搬型空調機設置場所）へ移動	空調機停止（対策本部外作業）	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）起動手順	保安班 1名		空気ポンベ陽圧化装置空気供給第一/第二弁開操作（対策本部内作業）	差圧調整用排気弁の切替え（対策本部内作業）	室内差圧確認（対策本部内作業）		二酸化炭素吸収装置起動	

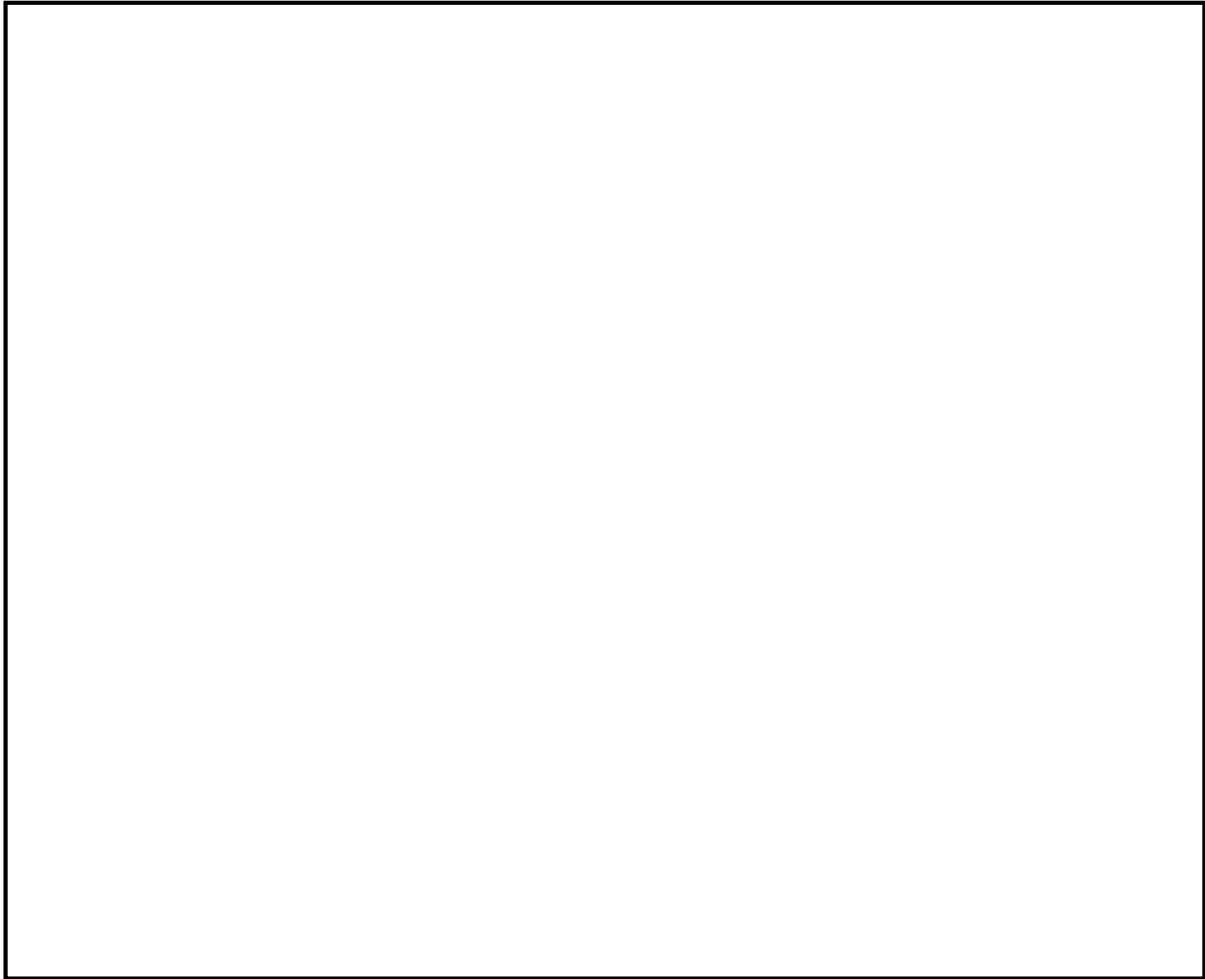
第 1.18.12 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型

陽圧化空調機停止及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

陽圧化装置（空気ポンベ）起動手順タイムチャート

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）  
バウンダリの扉を橙枠にて示す

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1.18.6 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）  
可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ） 配置図

所要数・必要容量  
関連箇所を下線で示す

び待機場所を共用化し，事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所換気空調設備，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等を設置する。共用により，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで，安全性の向上が図れることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。各設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，号炉の区分けなく使用できる設計とする。

#### 10.9.2.2.4 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，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，対策本部に最大86名，待機場所に最大98名を収容することで，合計184名を収容できる設計とする。また，対策要員等が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に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。

対策本部の可搬型陽圧化空調機は，対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに，高気密室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する。保有数は，6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。

対策本部の可搬型外気取入送風機は，必要な換気容量を有するもの1セット2台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で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（6号及び7号炉共用）の合計 3 台を保管する。

対策本部の陽圧化装置（空気ポンベ）は、重大事故時において対策本部の居住性を確保するため、高気密室を陽圧化し、高気密室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。

対策本部の二酸化炭素吸収装置は、重大事故時に陽圧化装置（空気ポンベ）により高気密室を陽圧化する場合において、対策要員等が二酸化炭素濃度の増加により窒息することを防止できる処理容量を有する設計とする。保有数は、6号及び7号炉共用で1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を設置する設計とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、待機場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する。保有数は、6号及び7号炉共用で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（6号及び7号炉共用）の合計3台を保管する設計とする。

待機場所の陽圧化装置（空気ポンベ）は、重大事故時において待機場所の居住性を確保するため、待機場所を陽圧化し、待機場所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、十分な容量本を保管す



る。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、高気密室及び待機場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、対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は、6号及び 7 号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 1 台に加え，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 台（6号及び7号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。

差圧計は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽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、対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 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（6号及び7号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。

可搬型エリアモニタは、重大事故時において、対策本部内及び待機場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、対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 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（6号及び7号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、補給時の切替えを考慮し、2台を1セットとして使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2台に加え、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として3台の合計5台を保管する。

所要数・必要容量  
 関連箇所を赤枠で示す

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

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) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

- a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室（6号及び7号炉共用）

個 数 1

- b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（6号及び7号炉共用）

第 8.3 - 1 表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

- c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（6号及び7号炉共用）

第 8.2 - 1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

- d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機（6号及び7号炉共用）

第 8.2 - 1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

- e. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）（6号及び7号炉共用）

第 8.2 - 1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

- f. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置（6号及び7号炉共用）

台 数 1(予備 1)

風 量  m<sup>3</sup>/h/台

吸収剤能力  m<sup>3</sup>/kg

## g. 差圧計（対策本部）（6号及び7号炉共用）

個 数 1（予備1<sup>1</sup>）

1 「待機場所」と兼用

## h. 酸素濃度計（対策本部）（6号及び7号炉共用）

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）

個 数 1（予備1<sup>1</sup>）

1 「待機場所」と兼用

測定範囲 0～100%

## i. 二酸化炭素濃度計（対策本部）（6号及び7号炉共用）

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）

個 数 1（予備1<sup>1</sup>）

1 「待機場所」と兼用

測定範囲 0～10,000ppm

## j. 可搬型エリアモニタ（対策本部）（6号及び7号炉共用）

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。

## k. 可搬型モニタリングポスト（6号及び7号炉共用）

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。

## l. 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン（6号及び7号炉共用）

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。

## (6) 緊急時対策所換気空調設備（6号及び7号炉共用）

- a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機  
（6号及び7号炉共用）

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	600m <sup>3</sup> /h/台		
効率	高性能フィルタ	99.9%以上	
	活性炭フィルタ	99.9%以上	

- b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機  
（6号及び7号炉共用）

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	2（予備1）
風量	600m <sup>3</sup> /h/台

- c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）（6号及び7号炉共用）

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	123
容量	47L/本
充填圧力	15MPa

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置

（6号及び7号炉共用）

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）	
風 量	<input style="width: 40px;" type="text"/> m <sup>3</sup> /h/台	
吸収剤能力	<input style="width: 40px;" type="text"/> m <sup>3</sup> /kg	

e. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機

（6号及び7号炉共用）

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	2（予備1）	
容 量	600m <sup>3</sup> /h/台	
効 率	高性能フィルタ	99.9%以上
	活性炭フィルタ	99.9%以上

f. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボン

ベ）（6号及び7号炉共用）

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	1,792
容 量	47L/本
充填圧力	15MPa

## 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）
- ・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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

## (3) エリア放射線モニタリング設備

## a. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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）

## 高レンジ

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

## 低レンジ

個 数	1
計測範囲	6号炉 $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$
	7号炉 $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

## b. 可搬型エリアモニタ（対策本部）（6号及び7号炉共用）

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
計測範囲	0.001 ~ 99.9mSv/h

個 数 1（予備1<sup>1</sup>）

1 可搬型エリアモニタ（待機場所）と一部

3.4 緊急時対策所換気空調系

3.4.1 容器

名 称	<u>5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンペ）（6,7号機共用）</u>	
容 量	L/個	46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40℃
個 数	—	<u>123</u>

【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（緊急時対策所換気空調系）として使用する 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンペ）は、以下の機能を有する。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に流入することを防ぎ、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンペ）から5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）へ空気を送気し陽圧化することにより、放射性物質が5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に流入することを一定時間完全に防ぎ、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）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

重大事故等時に使用する5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（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。このため、本ポンペの容量は、一般汎用型の空気ポンペの標準容量46.7L/個以上とする。

1.1 必要換気量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数：n=86名
- ・許容二酸化炭素濃度：Ci=0.5%（労働安全衛生法）
- ・大気二酸化炭素濃度：C0=0.039%（標準大気中の二酸化炭素濃度）
- ・呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.030m<sup>3</sup>/(h・人)（空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の吐出し量）

K7 ① V-1-1-5-6 R0

- ・必要換気量： $Q1 = n \cdot 100 \cdot M / (C_i - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q1 &= 86 \times 100 \times 0.030 \div (0.5 - 0.039) \\ &\doteq 559.65 \\ &\doteq 559.7 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

## ②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数： $n = 86$  名
- ・吸気酸素濃度： $a = 20.95\%$ （標準大気酸素濃度）
- ・許容酸素濃度： $b = 18.0\%$ （労働安全衛生法）
- ・酸素消費量： $c = x \cdot (a - d) \text{ m}^3/(\text{h} \cdot \text{人})$
- ・成人の呼吸量： $x = 0.48 \text{ m}^3/(\text{h} \cdot \text{人})$ （空気調和・衛生工学便覧の静座作業）
- ・乾燥空気換算呼気酸素濃度： $d = 16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・必要換気量： $Q2 = n \cdot c / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q2 &= 86 \times 0.48 \times (20.95 - 16.4) \div (20.95 - 18.0) \\ &= 63.66 \\ &\doteq 64 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上より、空気ポンペ陽圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の  $559.7 \text{ m}^3/\text{h}$  以上となるが、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）は5号機緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置により二酸化炭素を除去することで許容二酸化炭素濃度（0.5%）を超えない設計とするため酸素濃度基準の  $64 \text{ m}^3/\text{h}$  以上とする。

## 1.2 必要ポンペ個数

### (1) 放射性雲通過中に必要となるポンペ個数

放射性雲通過中に5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）を10時間陽圧化する必要最低限のポンペ個数は陽圧化維持基準換気量の  $64 \text{ m}^3/\text{h}$  及びポンペ供給可能空気量  $5.50 \text{ m}^3/\text{個}$  から下記の通り、117個となる。

- ・ポンペ初期充填圧力： $14.7 \text{ MPa}$
  - ・ポンペ内容積： $46.7 \text{ L}/\text{個}$
  - ・ポンペ供給可能量： $5.50 \text{ m}^3/\text{個}$
- $$\begin{aligned} \text{必要ポンペ個数} &= 64 \text{ m}^3/\text{h} \times 10 \text{ 時間} \div 5.50 \text{ m}^3/\text{個} \\ &= 116.4 \text{ 個} \\ &\doteq 117 \text{ 個} \end{aligned}$$



## (2) 陽圧化切替操作時に必要となるポンベ個数

放射性雲通過後は5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）の陽圧化を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）による給気から5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機による給気に切り替える。切替操作の間、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）の給気と5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機を並行して行うことにより、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）の陽圧化状態を損なわない設計とする。

操作の所要時間は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機から5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）給気口への5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機仮設ダクトの接続、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）給気口の閉止板取外し及びその他の5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）の弁の操作に必要となる所要時間10分に加え、放射性雲通過直後に建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合に、屋外から5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機に直接外気の取入を可能とするための5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機仮設ダクト敷設及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の起動操作10分、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機起動失敗を想定した場合の予備機への切替操作10分を考慮し合計30分とする。必要最低限のポンベ個数は陽圧化維持基準換気量の64m<sup>3</sup>/h及びポンベ供給可能空気量5.50m<sup>3</sup>/個から下記の通り、6個となる。

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ個数} &= 64\text{m}^3/\text{h} \times 0.5 \text{ 時間} \div 5.50\text{m}^3/\text{個} \\ &= 5.8\text{個} \\ &\approx 6\text{個} \end{aligned}$$

## 2. 最高使用圧力

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）を重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるポンベにて実績を有する充填圧力である14.7MPaとする。

## 3. 最高使用温度

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）を重大事故等時ににおいて使用する場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき40℃とする。

4. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)の必要個数は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)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5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)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117個並びに陽圧化切替時に必要な個数である6個を合わせた123個とする。

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 6 「緊急時対策所」

6 6 - 1 6 - 2 「緊急時対策所の居住性確保（待機場所）」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

- 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（添付一1）
- 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、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）による加圧系及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること並びに可搬型エアモニタ（待機場所）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。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は6号炉及び7号炉共用で1つであり、上記の運転上の制限は緊急時対策所（待機場所）あたりの要求である。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（11））  
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。
- ④ 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）」では、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。  
なお、必要な指示及び通信連絡に係わる設備は、66-17-1（通信連絡設備）にて整理する。
- ⑤ 陽圧化装置（空気ポンプ）による加圧系については、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る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、中央制御室換気空調系（第57条）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。なお、当該設備は6号炉及び7号炉共用設備であるが、本条文は7号炉の原子炉の状態に対して定める。  
可搬型陽圧化空調機による加圧系、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エ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（11））
- ⑥ ②に含まれる設備
- ⑦ 陽圧化装置（空気ポンプ）は、重大事故時において、待機場所の陽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、工事計画認可申請書に基づき、1421本を所要数とする。  
可搬型陽圧化空調機は、必要な換気容量を有するもの2台を所要数とする。  
差圧計は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽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。

66-16-2 緊急時対策所の居住性確保（待機場所）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) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）による加圧系が動作可能であること※1 (2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※2 (3) 差圧計（待機場所）、酸素濃度計（待機場所）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）の所要数が動作可能であること
その他設備	可搬型エアモニタ（待機場所）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※4⑥
運転 起動 高温停止 炉心変更時※5 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	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）	1421本
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機 差圧計（待機場所） 酸素濃度計（待機場所） 二酸化炭素濃度計（待機場所） 可搬型エアモニタ（待機場所）	2台 1個 1個 1個 1台

※1：陽圧化に必要なバウンダリ※3、弁及び配管を含む。  
 ※2：陽圧化に必要なバウンダリ※3及びダクトを含む。  
 ※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れば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。  
 ※4：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）あたりの合計所要数。

保安規定 第66条 条文	記載の説明			備考																																					
<p>※5：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の挿入・引抜を除く。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="520 1614 1591 2754"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>化学管理GM</td> </tr> <tr> <td>2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。</td> <td>1年に1回</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル設備管理GM</td> </tr> <tr> <td>4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）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>5号炉当直長</td> </tr> <tr> <td>5. 可搬型エリアモニタ（待機場所）の機能確認を実施する。</td> <td>1年に1回</td> <td>放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td>6. 可搬型エリアモニタ（待機場所）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>放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td>7. 酸素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。</td> <td>1年に1回</td> <td>発電GM</td> </tr> <tr> <td>8. 酸素濃度計（待機場所）が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GM</td> </tr> <tr> <td>9. 二酸化炭素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。</td> <td>1年に1回</td> <td>発電GM</td> </tr> <tr> <td>10. 二酸化炭素濃度計（待機場所）が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GM</td> </tr> <tr> <td>11. 差圧計（待機場所）が健全であることを確認する。</td> <td>1年に1回</td> <td>計測制御GM</td> </tr> <tr> <td>12. 差圧計（待機場所）が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>計測制御GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目⑦	頻度	担当	1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM	2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	1年に1回	原子炉GM	3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長	5. 可搬型エリアモニタ（待機場所）の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	6. 可搬型エリアモニタ（待機場所）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	7. 酸素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM	8. 酸素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM	9. 二酸化炭素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM	10. 二酸化炭素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM	11. 差圧計（待機場所）が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM	12. 差圧計（待機場所）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	計測制御GM	<p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、待機場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。</p> <p>可搬型エリアモニタは、重大事故時において、待機場所内の放射線量の監視のため、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）</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2, 5, 7, 9, 11が該当。</p> <p>「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基つき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1, 3, 4, 6, 8, 10, 12が該当。</p> <p>「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基つき可搬型設備は3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p> <p>活性炭フィルタについては、外観点検にて、フィルタの保管状態に異常がないことを確認することで、性能を満足していると判断する。</p> <p>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。</p>	
項目⑦	頻度	担当																																							
1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM																																							
2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	1年に1回	原子炉GM																																							
3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM																																							
4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長																																							
5. 可搬型エリアモニタ（待機場所）の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																							
6. 可搬型エリアモニタ（待機場所）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																							
7. 酸素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM																																							
8. 酸素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM																																							
9. 二酸化炭素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM																																							
10. 二酸化炭素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM																																							
11. 差圧計（待機場所）が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM																																							
12. 差圧計（待機場所）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	計測制御GM																																							

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※6</sup> 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	A. 動作可能な可搬型エアモニタ(待機場所)が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、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。	速やかに  速やかに	
	B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合 又は 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンプ)による加圧系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、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  10日間	
	C. 動作可能な差圧計(待機場所)、酸素濃度計(待機場所)又は二酸化炭素濃度計(待機場所)が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、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  10日間	
	D. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、高温停止にする。 及び D 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
	E. 炉心変更時 <sup>※6</sup> 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において、条件B、C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び E 2. 当直長は、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 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機による加圧系等は、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)) 【運転、起動、高温停止、炉心変更時等】 A 1. 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102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、修理又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>A 2. 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、保安規定第102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、修理又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代替措置を原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。</p> <p>B 1., C 1. 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(計測及び制御設備)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>B 2., C 2. 当該設備の機能を補充する代替措置(B 2.については、空調機又は空気ポンプの補充等。C 2.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>D 1., D 2既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>E 1., E 2. 保安規定第57条(中央制御室非常用換気空調系)と同様の設定とする。</p>				

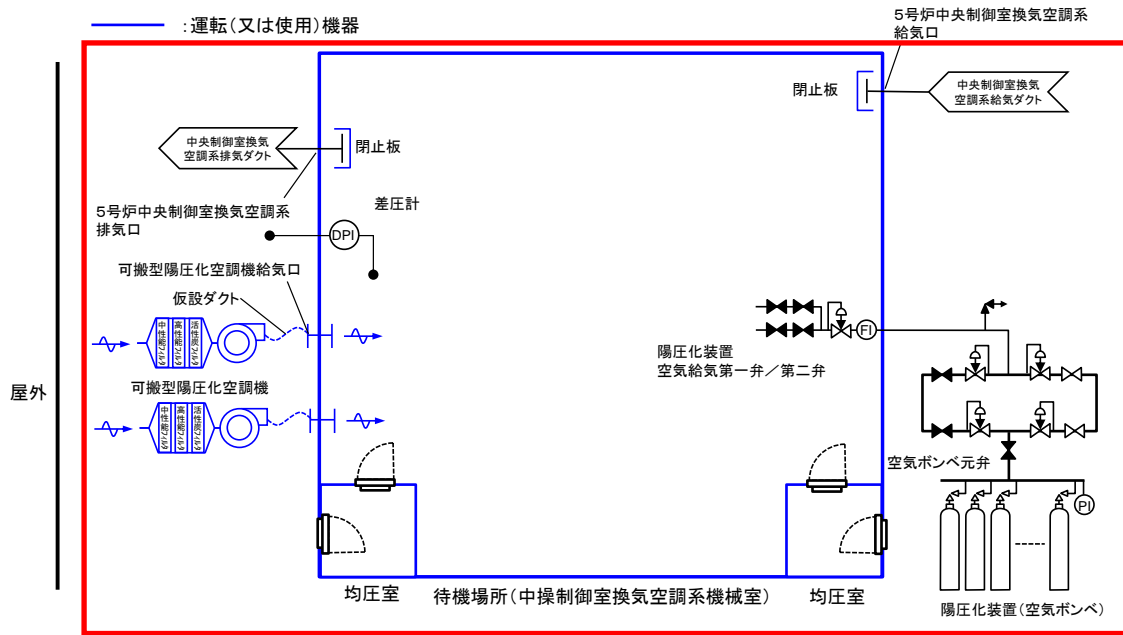
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型エリアモニタ（待機場所）が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに
	B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに
	C. 動作可能な差圧計（待機場所）、酸素濃度計（待機場所）又は二酸化炭素濃度計（待機場所）が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C 2. 当直長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに

※6：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は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Dには移行しない。

【冷温停止及び燃料交換】  
A 1., B 1., C 1. 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。  
A 2., B 2., C 2. 当該設備の機能を補完する代替措置（A 2. 及びC 2. については、計測機器の補充等。B 2. については、空調機の補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。



第 1.18.4 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

換気設備 系統概略図

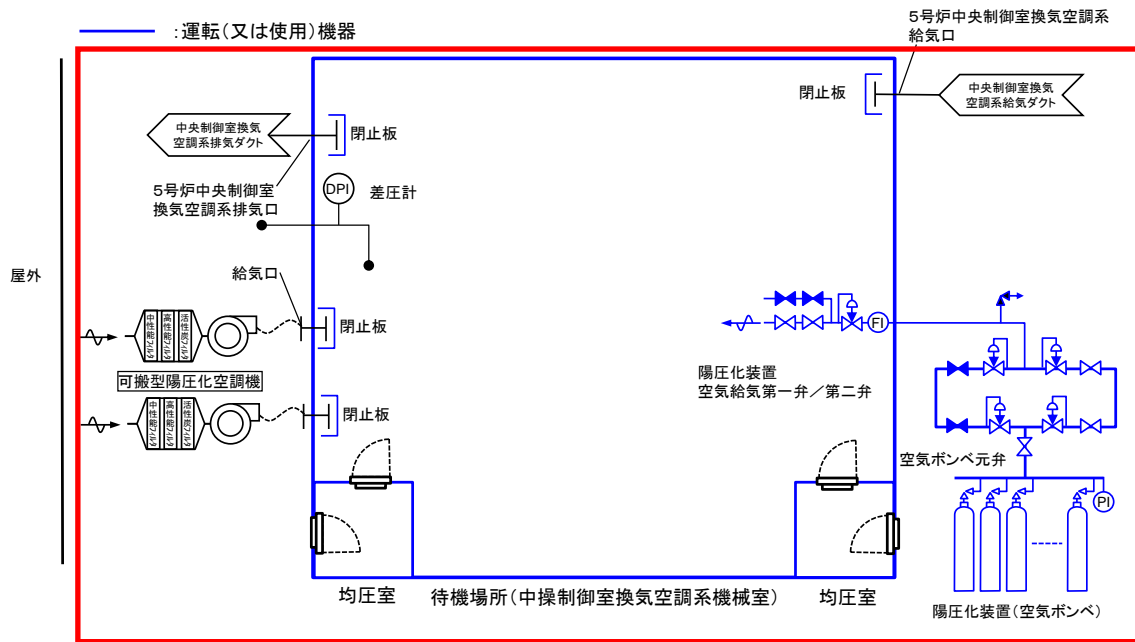
(プルーム通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化)

手順の項目	要員	経過時間 (分)												
		0	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機運転手順	復旧班 2名	▽起動指示												
		可搬型陽圧化空調機による換気開始▽												
		中央制御室換気空調系の停止確認												
		活性炭フィルタ保管場所へ移動												
		活性炭フィルタ保管容器から活性炭フィルタ取出し												
		活性炭フィルタ保管場所から可搬型陽圧化空調機設置場所へ移動												
		活性炭フィルタ装着、ダクト接続、電源接続、空調機起動												
可搬型陽圧化空調機を予備機へ切替え（必要に応じて実施）														
可搬型陽圧化空調機設置場所から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動														
室内差圧確認														

第 1.18.5 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型

陽圧化空調機運転手順タイムチャート





第 1.18.13 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

換気設備 系統概略図

（プルーム通過中：陽圧化装置（空気ポンプ）による陽圧化）

		経過時間（分）						
		0	1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員	▽可搬型エリアモニタの警報発生 ▽可搬型陽圧化空調機切離し／空気ポンプ陽圧化装置起動 ▽陽圧化状態の確認完了    ▽可搬型陽圧化空調機停止						
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機停止手順	復旧班 2名		給気口から仮設ダクト取外し（待機場所内作業）	高气密室給気口に閉止板取付け（待機場所内作業）	室内差圧確認（待機場所内作業）	通路（可搬型空調機設置場所）へ移動	空調機停止（待機場所外作業）	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）起動手順	復旧班 1名		空気ポンプ陽圧化装置空気供給第一／第二弁開操作（待機場所内作業）				室内差圧確認	

第 1.18.14 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型

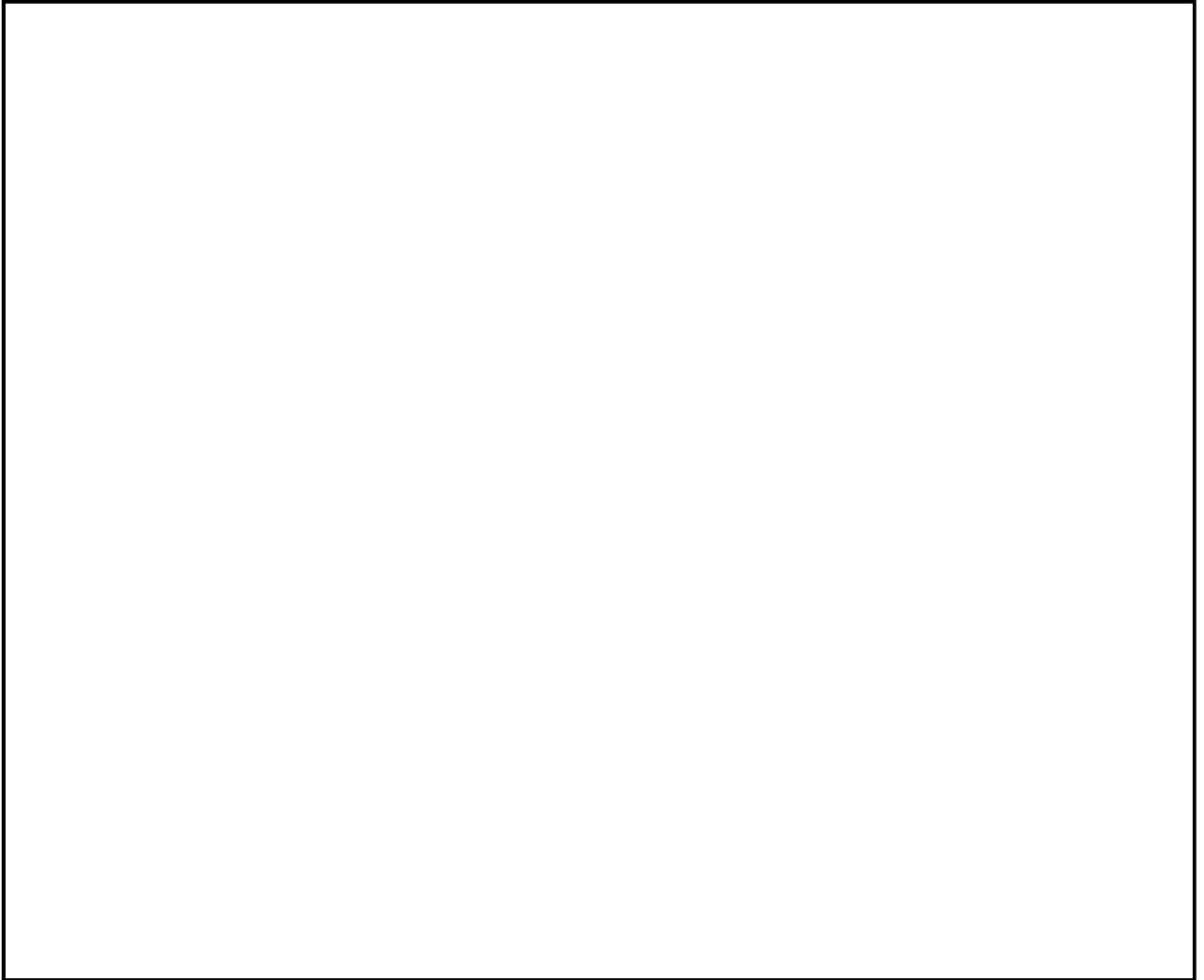
陽圧化空調機停止及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

陽圧化装置（空気ポンプ）起動手順タイムチャート

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）  
バウンダリの扉を橙枠にて示す

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

5号炉原子炉建屋 3階平面図



第 1.18.7 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）  
可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ） 配置図  
（5号炉原子炉建屋 地上3階）

び待機場所を共用化し，事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所換気空調設備，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等を設置する。共用により，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで，安全性の向上が図れることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。各設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，号炉の区分けなく使用できる設計とする。

#### 10.9.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，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，対策本部に最大86名，待機場所に最大98名を収容することで，合計184名を収容できる設計とする。また，対策要員等が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に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。

対策本部の可搬型陽圧化空調機は，対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに，高気密室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する。保有数は，6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。

対策本部の可搬型外気取入送風機は，必要な換気容量を有するもの1セット2台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で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（6号及び7号炉共用）の合計 3 台を保管する。

対策本部の陽圧化装置（空気ポンベ）は、重大事故時において対策本部の居住性を確保するため、高気密室を陽圧化し、高気密室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。

対策本部の二酸化炭素吸収装置は、重大事故時に陽圧化装置（空気ポンベ）により高気密室を陽圧化する場合において、対策要員等が二酸化炭素濃度の増加により窒息することを防止できる処理容量を有する設計とする。保有数は、6号及び7号炉共用で1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を設置する設計とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、待機場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する。保有数は、6号及び7号炉共用で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（6号及び7号炉共用）の合計3台を保管する設計とする。

待機場所の陽圧化装置（空気ポンベ）は、重大事故時において待機場所の居住性を確保するため、待機場所を陽圧化し、待機場所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、十分な容量本を保管す

る。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、高気密室及び待機場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、対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は、6号及び 7 号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 1 台に加え，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 台（6号及び 7号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。

差圧計は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽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、対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は、6号及び 7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 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（6号及び 7号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。

可搬型エリアモニタは、重大事故時において、対策本部内及び待機場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、対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は、6号及び 7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 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（6号及び 7号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、補給時の切替えを考慮し、2台を1セットとして使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2台に加え、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として3台の合計5台を保管する。

(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

- a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（6号及び7号炉共用）

第8.3-1表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

- b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（6号及び7号炉共用）

第8.3-1表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

- c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（6号及び7号炉共用）

第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

- d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）（6号及び7号炉共用）

第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

- e. 差圧計（待機場所）（6号及び7号炉共用）

個 数 1（予備1<sup>2</sup>）

2 「対策本部」と兼用

- f. 酸素濃度計（待機場所）（6号及び7号炉共用）

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）

個 数 1（予備1<sup>2</sup>）

2 「対策本部」と兼用

測定範囲 0～100%

- g. 二酸化炭素濃度計（待機場所）（6号及び7号炉共用）

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）

個 数	1 (予備 1 <sup>2</sup> )
	2 「対策本部」と兼用

測定範囲	0 ~ 10,000ppm
------	---------------

h. 可搬型エリアモニタ (待機場所) (6号及び7号炉共用)

第 8.1 - 2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。

(3) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 (6号及び7号炉共用)

#### エンジン

個 数	2 (予備 3)
-----	----------

使用燃料	軽油
------	----

#### 発電機

個 数	2 (予備 3)
-----	----------

種 類	横軸回転界磁 3 相同期発電機
-----	-----------------

容 量	約 200kVA/台
-----	------------

力 率	0.8
-----	-----

電 圧	440V
-----	------

周 波 数	50Hz
-------	------

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。
-----------------------------

- d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置  
（6号及び7号炉共用）

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）
風量	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h/台
吸収剤能力	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /kg

- e. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機  
（6号及び7号炉共用）

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	2（予備1）
容量	600m <sup>3</sup> /h/台
効率	高性能フィルタ 99.9%以上
	活性炭フィルタ 99.9%以上

- f. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）（6号及び7号炉共用）

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	1,792
容量	47L/本
充填圧力	15MPa



## 兼用

## c. 可搬型エリアモニタ（待機場所）（6号及び7号炉共用）

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
-----	-----

計測範囲	0.001 ~ 99.9mSv/h
------	-------------------

個 数	1（予備1 <sup>2</sup> ）
-----	----------------------

2 可搬型エリアモニタ（対策本部）と一部

兼用

名 称	<u>5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンペ）（6,7号機共用）</u>	
容 量	L/個	46.7以上（46.7）
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40℃
個 数	—	1792

【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（緊急時対策所換気空調系）として使用する5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンペ）は、以下の機能を有する。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）に流入することを防ぎ、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンペ）から5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）へ空気を送気し陽圧化することにより、放射性物質が5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）に流入することを一定時間完全に防ぎ、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）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

重大事故等時に使用する5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（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。このため、本ポンペの容量は、一般汎用型の空気ポンペの標準容量46.7L/個以上とする。

1.1 必要換気量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数：n=98名
- ・許容二酸化炭素濃度：Ci=0.5%（労働安全衛生法）
- ・大気二酸化炭素濃度：C0=0.039%（標準大気の二酸化炭素濃度）
- ・呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.030m<sup>3</sup>/(h・人)（空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の吐出し量）

K7 ① V-1-1-5-6 R0

- ・必要換気量： $Q1 = n \cdot 100 \cdot M / (C_i - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$  (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量)

$$Q1 = 98 \times 100 \times 0.030 \div (0.5 - 0.039) \\ = 637.74$$

$\approx 637.8 \text{ m}^3/\text{h}$  ②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数： $n = 98$ 名
- ・吸気酸素濃度： $a = 20.95\%$  (標準大気の酸素濃度)
- ・許容酸素濃度： $b = 18.0\%$  (労働安全衛生法)
- ・酸素消費量： $c = x \cdot (a - d) \text{ m}^3/(\text{h} \cdot \text{人})$
- ・成人の呼吸量： $x = 0.48 \text{ m}^3/(\text{h} \cdot \text{人})$  (空気調和・衛生工学便覧の静座作業)
- ・乾燥空気換算呼吸酸素濃度： $d = 16.4\%$  (空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量： $Q2 = n \cdot c / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$  (空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

$$Q2 = 98 \times 0.48 \times (20.95 - 16.4) \div (20.95 - 18.0) \\ = 72.55 \\ \approx 72.6 \text{ m}^3/\text{h}$$

③気密性能評価試験結果に基づく給気量

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)にて実施した、気密性能評価試験より隣接区画との差圧+20Paを確保するための必要給気量は744.0 $\text{m}^3/\text{h}$ である。

以上より、空気ポンベ陽圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は気密性能評価試験結果に基づく給気量の744.0 $\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

## 1.2 必要ポンベ個数

### (1) 放射性雲通過中に必要となるポンベ個数

放射性雲通過中に5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を10時間陽圧化する必要最低限のポンベ個数は陽圧化維持基準換気量の744.0 $\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量5.50 $\text{m}^3/\text{個}$ から下記の通り、1353個となる。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa
- ・ポンベ内容積：46.7L/個
- ・ポンベ供給可能量：5.50 $\text{m}^3/\text{個}$

$$\text{必要ポンベ個数} = 744.0 \text{ m}^3/\text{h} \times 10 \text{ 時間} \div 5.50 \text{ m}^3/\text{個} \\ = 1352.7 \text{ 個} \\ \approx 1353 \text{ 個}$$

## (2) 陽圧化切替操作時に必要となるポンベ個数

放射性雲通過後において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）による給気から5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調操作の所要時間は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機から5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）給気口への5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機仮設ダクトの接続、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）給気口の閉止板取外しに必要となる所用時間 10分に加え、放射性雲通過直後に建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合に、屋外から5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機に直接外気の取入を可能とするための5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機仮設ダクト敷設及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機起動操作10分、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機起動失敗を想定した場合の予備機への切替操作10分を考慮し合計30分とする。必要最低限のポンベ個数は陽圧化維持基準換気量の744.0m<sup>3</sup>/h及びポンベ供給可能空気量5.50m<sup>3</sup>/個から下記の通り、68個となる。

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ個数} &= 744.0\text{m}^3/\text{h} \times 0.5 \text{ 時間} \div 5.50\text{m}^3/\text{個} \\ &= 67.6\text{個} \\ &\approx 68 \text{ 個} \end{aligned}$$

## 2. 最高使用圧力

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）空気ポンベを重大事故等時において使用する場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるポンベにて実績を有する充填圧力である14.7MPaとする。

## 3. 最高使用温度

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）空気ポンベを重大事故等時において使用する場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき40℃とする。

## 4. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）空気ポンベの必要個数は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）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1353個並びに陽圧化切替時に必要な個数である68個を合わせた1421個に余裕を考慮し、合計1792個を保管する。

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 6 「緊急時対策所」

6 6 - 1 6 - 3 「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 S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 工事計画認可申請書 説明書 (容量設定根拠)

66-16-3 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による電源系が動作可能であること	

適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数※ <sup>1</sup> ⑥
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	2台
	可搬ケーブル	2組※ <sup>2</sup>
	交流分電盤	3台
	負荷変圧器	1台
	燃料補給設備	※ <sup>3</sup>

※1：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所あたりの合計所要数。

※2：1組とは、3相各相1本の計3本をいう。

※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、可搬型重大事故等対処設備である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。なお、緊急時対策所（対策本部及び待機場所）は6号炉及び7号炉共用で1つであり、上記の運転上の制限は緊急時対策所あたりの要求である。（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。〔本項は代替交流電源からの給電が対象〕
- ④ 重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（対策本部及び待機場所）は、必要要員がとどまることができる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、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 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備については、1台で必要な容量を有するものを燃料補給時の切替を考慮して2台を1セットとして所要数とする。  
 可搬ケーブルについては、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備1台あたり1組が必要である。工事計画認可申請書では予備も含めた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備4台に対して4組を設置することとしているが、運転上の制限としては、要求される5号炉原子炉建屋内可搬型電源設備2台に対する2組を所要数とする。  
 交流分電盤については、設置されている3台を所要数とする。  
 負荷変圧器については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤内に実装されている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）

(2) 確認事項

項目 ㉗	頻度	担当
1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、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	電気機器GM
2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM
3. 負荷変圧器が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM
4. 交流分電盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM
5. 可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

- ㉗ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2）
- a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）  
項目1が該当。  
「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基つき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, 3, 4, 5が該当。  
項目2, 5については、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基つき, 3ヶ月に1回, 動作可能であることを確認する。  
項目3, 4の頻度については, 設計基準事故等対処設備のサーベランス頻度と同等とし, 1ヶ月に1回とする。
- なお, 負荷変圧器, 交流分電盤, 可搬ケーブルについては, 1ヶ月に1回又は3ヶ月に1回の外観点検により, 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
(3) 要求される適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。代替電源設備による電源系は、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。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定に変更に係る基本方針4.3(2)、(3)) 緊急時対策所は設計基準準事故対処設備としては重要度分類指針において「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」として「MS-3」に分類されており、従来はLCO設定してはいない。緊急時対策所は、運転中/停止中の炉心、及び使用済燃料貯蔵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、事故時に情報収集し必要な指示を行うためのものであることから、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器」に分類されてLCO設定されている保安規定第27条(計測及び制御設備)の「事故時計装」の要求される措置/AOTを参考に以下に定める。</p> <p>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A1.1., A1.2. 当該系統(代替電源設備)の機能を補完する代替措置(発電機、ケーブル、分電盤又は変圧器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。完了時間は、保安規定第27条(計測及び制御設備)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>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. 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>A2. 当該系統の機能を補完する代替措置(発電機、ケーブル、分電盤又は変圧器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。</p>
	<p>A. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合</p> <p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> <p>A. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合</p>	<p>A1.1. 当直長は、代替措置※4を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※5。又は</p> <p>A1.2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>B1. 当直長は、高温停止にする。及び</p> <p>B2. 当直長は、冷温停止にする。</p> <p>A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。及び</p> <p>A2. 当直長は、代替措置※4を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>10日間</p> <p>10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>	
冷温停止 燃料交換	A. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合			
<p>※4：代替品の補充をいう。</p> <p>※5：10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Bには移行しない。</p>				



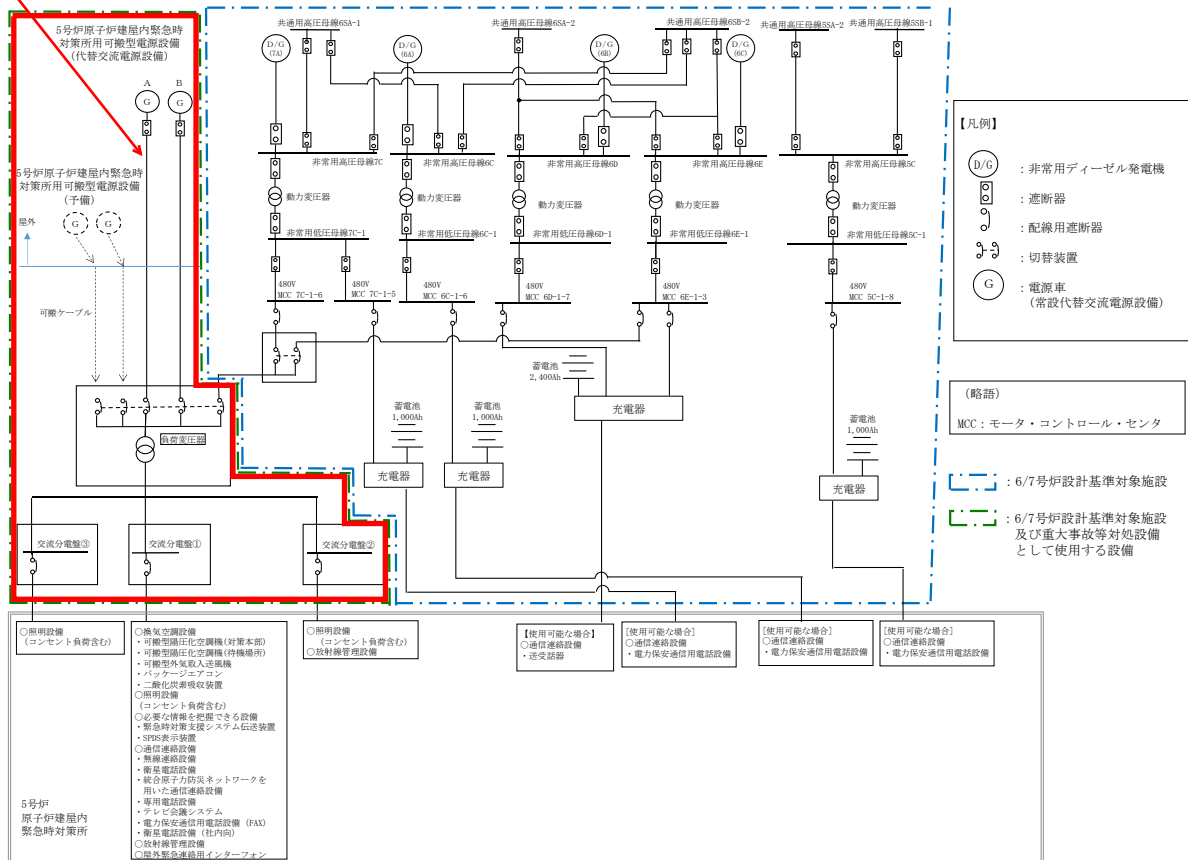
手順の項目	要員	経過時間 (分)										
		0	10	20	30	40	50	60	70	80		
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順	保安班※ 2名	▽切替指示 (1台)		可搬型陽圧化空調機切替完了▽								
		予備機保管場所へ移動										
		活性炭フィルタ保管容器から活性炭フィルタを取出し										
		予備機に活性炭フィルタ装着										
		予備機を架台から取外し										
		予備機運搬										
		可搬型陽圧化空調機停止、ダクト取外し、可搬型陽圧化空調機を架台から取外し										
		予備機を架台へ取付										
		ダクト装着、電源接続、空調機起動										
		可搬型陽圧化空調機設置場所から緊急時対策所へ移動										
室内差圧確認												

※ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) の場合。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) の場合は、復旧班。

第 1.18.25 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化

空調機の切替え手順タイムチャート

3相各相1本の計3本を示す



第 1.18.26 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 給電系統概要図

所要数・必要容量  
関連箇所を下線で示す

る。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、高気密室及び待機場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、対策本部及び待機場所それぞれで1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ1台に加え、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台（6号及び7号炉共用、対策本部と待機場所で共用）の合計3台を保管する。

差圧計は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽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、対策本部及び待機場所それぞれで1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ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（6号及び7号炉共用、対策本部と待機場所で共用）の合計3台を保管する。

可搬型エリアモニタは、重大事故時において、対策本部内及び待機場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、対策本部及び待機場所それぞれで1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ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（6号及び7号炉共用、対策本部と待機場所で共用）の合計3台を保管する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、補給時の切替えを考慮し、2台を1セットとして使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2台に加え、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として3台の合計5台を保管する。

個 数 1 (予備 1<sup>2</sup>)  
2 「対策本部」と兼用

測定範囲 0 ~ 10,000ppm

h. 可搬型エリアモニタ (待機場所) (6号及び7号炉共用)

第 8.1 - 2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。

(3) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 (6号及び7号炉共用)

エンジン

個 数 2 (予備 3)

使用燃料 軽油

発電機

個 数 2 (予備 3)

種 類 横軸回転界磁 3 相同期発電機

容 量 約 200kVA/台

力 率 0.8

電 圧 440V

周 波 数 50Hz

**容量設定根拠**  
**関連箇所を下線にて示す**

2.3.2 発電機

2.3.2.1 発電機

名 称		<u>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</u> (6,7号機共用)	
容 量	kVA/個	200	
個 数	—	2 (予備 3)	
<p><b>【設 定 根 拠】</b>                  (概要)                  重大事故等時に使用する5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、以下の機能を有する。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、重大事故等が発生した場合において5号機原子炉建屋内緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために保管する。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、全交流動力電源が喪失した場合に、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤に接続することで必要な設備に電力を給電できる設計とする。</p> <p>1. 容量                  5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量に関しては、V-1-9-1-1 「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて説明する。</p> <p>2. <u>個数</u>                  5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、重大事故等対処設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するため、<u>1台で必要な容量を有するものを燃料補給時の切替を考慮して2台を1セットとして使用することに加え、保守点検による待機除外時のバックアップとして予備を3台確保する。</u></p>			

K7 ① V-1-1-1-5-8-1 R0

2.17 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 1

名 称		<u>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 1</u> (6,7号機共用, 5号機に設置)	
容 量	A	225	
個 数	—	<u>1</u>	

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に使用する5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 1 は、以下の機能を有する。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 1 は、重大事故等が発生した場合においても5号機原子炉建屋内緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤に接続し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 110V 分電盤 1 を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所内の負荷に給電できる設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 1 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 110V とする。

1. 容量

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1の容量は、上流に設置されている5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤の容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1の負荷を表1に示す。

表1に示す5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1の最大電流は、60.8Aであることから、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1の容量は、60.8Aに対し、十分な余裕を有する225Aとする。

表 1 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 1 の負荷容量

負荷	負荷容量 (A)
照明設備(コンセント・火災感知器等)	5
安全パラメータ表示システム (SPDS) 通信連絡設備等	55.8
負荷総合計	60.8

2. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 1 は、重大事故等対処設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所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。

K7 ① V-1-1-5-別添 2 R0

2.18 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 2

名 称		<u>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 2</u> (6,7号機共用, 5号機に設置)	
容 量	A	225	
個 数	—	<u>1</u>	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時に使用する5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 2 は、以下の機能を有する。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 2 は、重大事故等が発生した場合においても5号機原子炉建屋内緊急時対策所の機能及び居住性の維持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、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤に接続し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 110V 分電盤 2 を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所内の負荷に給電できる設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 2 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 110V とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2の容量は、上流に設置されている5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤の容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2の負荷を表1に示す。</p> <p>表1に示す5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2の各相の最大電流は、121.73Aであることから、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2の最大電流は以下のとおり210.8Aとなる。</p> $I = \sqrt{3} \times 121.73 = 210.8$ <p>I : 電流 (A)</p> <p>以上により、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2の容量は、210.8Aに対し、十分な余裕を有する225Aとする。</p>			

K7 ① V-1-1-1-5-別添 2 R0

## 【設 定 根 拠】(続き)

表 1 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 2 の負荷容量

負荷	負荷容量 (A)		
	R-S	S-T	T-R
照明設備(コンセント・火災感知器等)	74.93	32.18	15.44
安全パラメータ表示システム (SPDS) 通信連絡設備等	17.88	25	47.1
放射線管理設備	28.92	3	0
負荷総合計	121.73	60.18	62.54

2. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 2 は、重大事故等対処設備として 5号機原子炉建屋内緊急時対策所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。

2.19 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 3

名 称		<u>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 3</u> (6,7号機共用, 5号機に設置)	
容 量	A	225	
個 数	—	<u>1</u>	
<p><b>【設 定 根 拠】</b> (概要)</p> <p>重大事故等時に使用する5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 3 は、以下の機能を有する。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 3 は、重大事故等が発生した場合においても5号機原子炉建屋内緊急時対策所の機能及び居住性の維持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、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型代替交流電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤に接続し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 110V 分電盤 3 を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所内の負荷に給電できる設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 3 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 110V とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3の容量は、上流に設置されている5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤の容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3の負荷を表1に示す。</p> <p>表1に示す5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3の各相の最大電流は、88.68Aであることから、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3の最大電流は以下のとおり153.6Aとなる。</p> $I = \sqrt{3} \times 88.68 = 153.6$ <p>I : 電流 (A)</p> <p>以上により、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3の容量は、153.6Aに対し、十分な余裕を有する225Aとする。</p>			

K7 ① V-1-1-1-5-別添 2 R0



## 【設 定 根 拠】(続き)

表 1 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 3 の負荷容量

負荷	負荷容量 (A)		
	R-S	S-T	T-R
照明設備(コンセント・火災感知器等)	6.36	67.68	11.56
安全パラメータ表示システム (SPDS) 通信連絡設備等	0	0	0.65
放射線管理設備	12	21	13.86
負荷総合計	18.36	88.68	26.07

2. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 3 は、重大事故等対処設備として 5号機原子炉建屋内緊急時対策所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。

2.20 可搬ケーブル

名 称		<u>可搬ケーブル</u> (6, 7 号機共用)	
容 量	A/本	290	
個 数	—	<u>12</u>	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に使用する可搬ケーブルは、以下の機能を有する。</p> <p>可搬ケーブルは、重大事故等が発生した場合においても5号機原子炉建屋内緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>可搬ケーブルは、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤に接続することで、5号機原子炉建屋内緊急時対策所内の負荷に電力を給電できる設計とする。</p> <p>可搬ケーブルの電圧は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備と同じ440Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>可搬ケーブルの容量は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の負荷容量を供給できる設計とする。</p> <p>可搬ケーブルの容量は、V-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の負荷容量70.20kWに対し、以下のとおり約116Aに十分な余裕を考慮し、290A/本（断面積80mm<sup>2</sup>）とする。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot 0.8} = \frac{70.20}{\sqrt{3} \times 0.44 \times 0.8} \doteq 116$ <p>ここで、</p> <p>I：電流(A)</p> <p>Q：5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の負荷容量(kW)</p> <p>V：電圧(kV)</p> <p>2. 個数</p> <p>可搬ケーブルは、重大事故等対処設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である12本設置する。</p> <div style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(2台)(予備2台)の計4台、1台あたり3相各相1本の計3本×4台=12本となる。</p> </div>			

K7 ① V-1-1-1-5-別添2 R0

保安規定第 66 条

表 66-19 「可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)」

66-19-1 「可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)」

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) 工事計画認可申請書 (設定値の説明)

(4) SA 43 条共 4 補足説明資料 (分散配置)

表66-19 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)

66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 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 低温停止 燃料交換※2 使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	8台※3

※1：動作可能とは、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 及びホースにより送水できることをいう。

可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を使用する各系統の必要数は以下のとおり。

- ・66-4-2 低圧代替注水系 (可搬型) 4台×2
- ・66-5-1 格納容器圧力逃がし装置 4台
- ・66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 4台×2
- ・66-7-2 格納容器下部注水系 (可搬型) 4台×2
- ・66-9-1 燃料プール代替注水系 4台×2
- ・66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備 4台×2

※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、かつプールの開の場合
- ※3：可搬型代替注水ポンプ (A-2級) は、荒浜側高台保管場所、大湊側高台保管場所及び5号炉東側第二保管場所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。

可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 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条の各表にて可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 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. 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  
66-4-2 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 格納容器圧力逃がし装置
- c. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備  
66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系 (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  
66-7-2 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
- 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 復水貯蔵槽への移送設備

可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 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、本表にて可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の確認事項及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 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可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 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 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の機能が要求されている、保安規定第66条各表の下記適用モードより、「運転、起動、高温停止、低温停止、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、かつプールの開の場合)」と「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))

「運転、起動及び高温停止」を適用  
 ・66-5-1 格納容器圧力逃がし装置  
 ・66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）  
 ・66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）

「運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合）」を適用  
 ・66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）  
 ・66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備

「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

- 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、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による低圧代替注水、代替格納容器スプレイ等を使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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-2）
- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2）
  - a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）  
 項目1が該当。  
 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考  
 え方に基づき1年に1回、性能確認を実施する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）公称値（容量120m<sup>3</sup>/h以上・吐出圧力0.85MPa[gage]以上）

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】	必要吐出圧力 【MPa[gage]】
低圧代替注水系	低圧代替注水	4（2N）	84以上 120以上 <sup>*1</sup>	1.26以上 1.63以上 <sup>*1</sup>
格納容器圧力 逃がし装置	フィルタ装置水張り	4（1N）	20以上	1.28以上
代替格納容器 スプレイ冷却系	代替格納容器スプレイ	4（2N）	80以上 120以上 <sup>*1</sup>	0.71以上 1.63以上 <sup>*1</sup>
格納容器下部 注水系	格納容器下部注水	4（2N）	90以上	1.67以上

(2) 確認事項

項 目 ⑦	頻 度	担 当
1. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の以下の性能確認を実施し、以下の3項目を全て満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が1.29MPa[gage]以上、流量が147 m <sup>3</sup> /h/台以上。 (2) 吐出圧力が1.63MPa[gage]以上、流量が120 m <sup>3</sup> /h/台以上。 (3) 吐出圧力が1.67MPa[gage]以上、流量が90m <sup>3</sup> /h/台以上。	1年に1回	タービンGM
2. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

燃料プール代替注水系	可搬型スプレイヘッドを使用した注水	4 (2 N)	45 以上	0.74 以上
	常設スプレイヘッドを使用した注水	4 (2 N)	45 以上	0.38 以上
	可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ	4 (2 N)	48 以上	1.31 以上
	常設スプレイヘッドを使用したスプレイ	4 (2 N)	□以上 <sup>**2</sup>	1.29 以上 <sup>**3</sup>
水の供給設備	水の移送	4 (2 N)	130 以上	1.04 以上

※1：低圧代替注水系と格納容器スプレイ系を同時に使用する場合

※2：常設スプレイヘッドを使用したスプレイの容量、圧力は先車にA-1級を使用しないと成立しない。ここに記載される数値は、淡水貯水池を水源とした送水の“中継車”の容量を記載している。□m<sup>3</sup>/hでの圧力は1.05MPa[gage]になる。

※3：常設スプレイヘッドを使用したスプレイの容量、圧力は先車にA-1級を使用しないと成立しない。ここに記載される数値は、淡水貯水池を水源とした送水の“元車”の圧力を記載している。1.29MPa[gage]での容量は73.5m<sup>3</sup>/hになる。

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バ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。

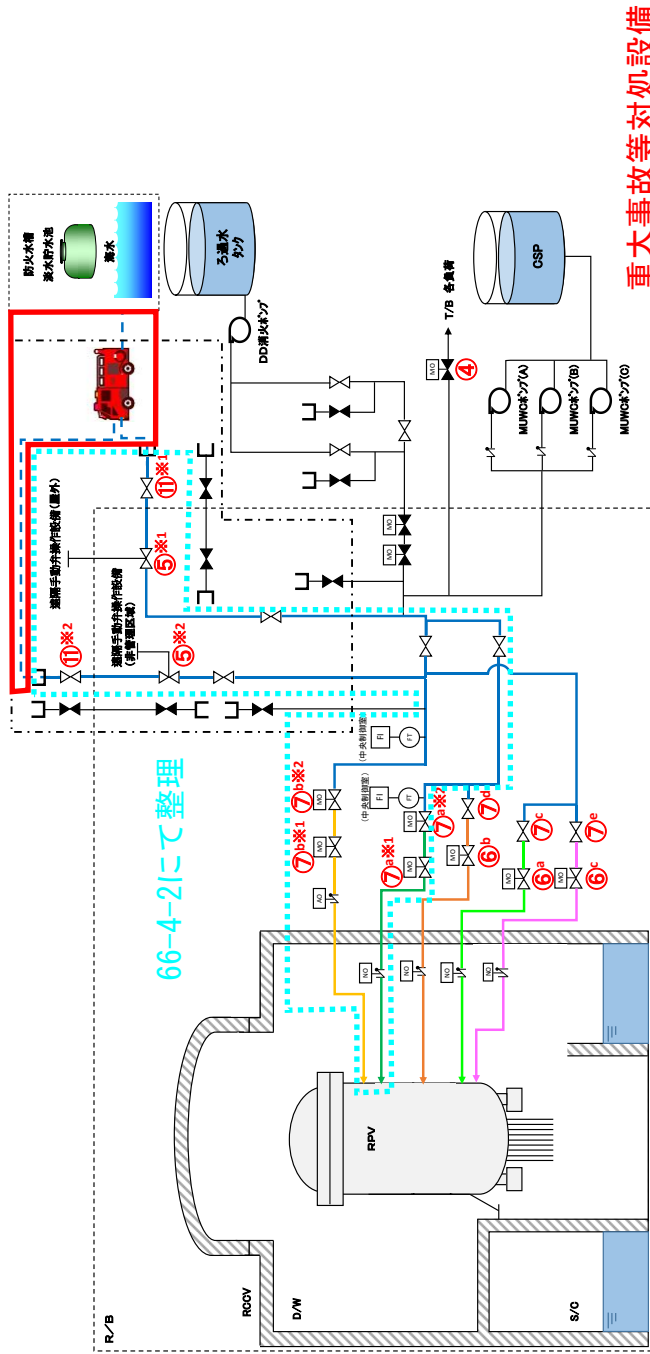


保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
適用される原子炉の状態	条件⑥	要求される措置⑦	完了時間	
運転起高温停止	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。
冷温停止燃料交換 <sup>※6</sup>	A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が8台未満の場合(4台以上が動作可能)  B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が4台未満の場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、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>※7</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置 <sup>※5</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。  B1. 当直長は、低圧代替注水系(可搬型)、復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなす。 及び B2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B3. 当直長は、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>※7</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B4. 当直長は、代替措置 <sup>※5</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに 速やかに 速やかに 速やかに	<p>【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)】</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. 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。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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>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(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、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>B1. 【運転、起動及び高温停止】におけるB1.と同様。</p> <p>B2. 【冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)】におけるA1.と同様。</p> <p>B3. 【冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)】におけるA2.と同様。</p> <p>B4. 【冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)】におけるA3.と同様。</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⑥	要求される措置⑦	完了時間	
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. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が8台未満の場合	A 1. 当直長は、燃料プール代替注水系を動作不能とみなす。 A 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 A 3. 当直長は、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。	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2台、原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却水系3系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※5：代替品の補充等をいう。</p> <p>※6：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※7：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系列及び原子炉補機冷却水系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>【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>A 1. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が2N未満の場合及び1N未満の場合とともに、燃料プール代替注水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>A 2. 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>A 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を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て“速やかに”実施する。</p>				

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
④	タービン連戻負荷遮断弁
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑥ <sup>a</sup>	残留熱除去系注入弁(C)
⑥ <sup>b</sup>	高圧炉心注水系注入弁(B)
⑥ <sup>c</sup>	高圧炉心注水系注入弁(C)
⑦※1	残留熱除去系注入弁(B)
⑦※2	残留熱除去系洗浄弁(B)
⑦※1	残留熱除去系注入弁(A)
⑦※2	残留熱除去系洗浄弁(A)
⑦ <sup>c</sup>	残留熱除去系洗浄弁(C)
⑦ <sup>a</sup>	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)
⑦ <sup>b</sup>	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)
⑧※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)
⑧※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)

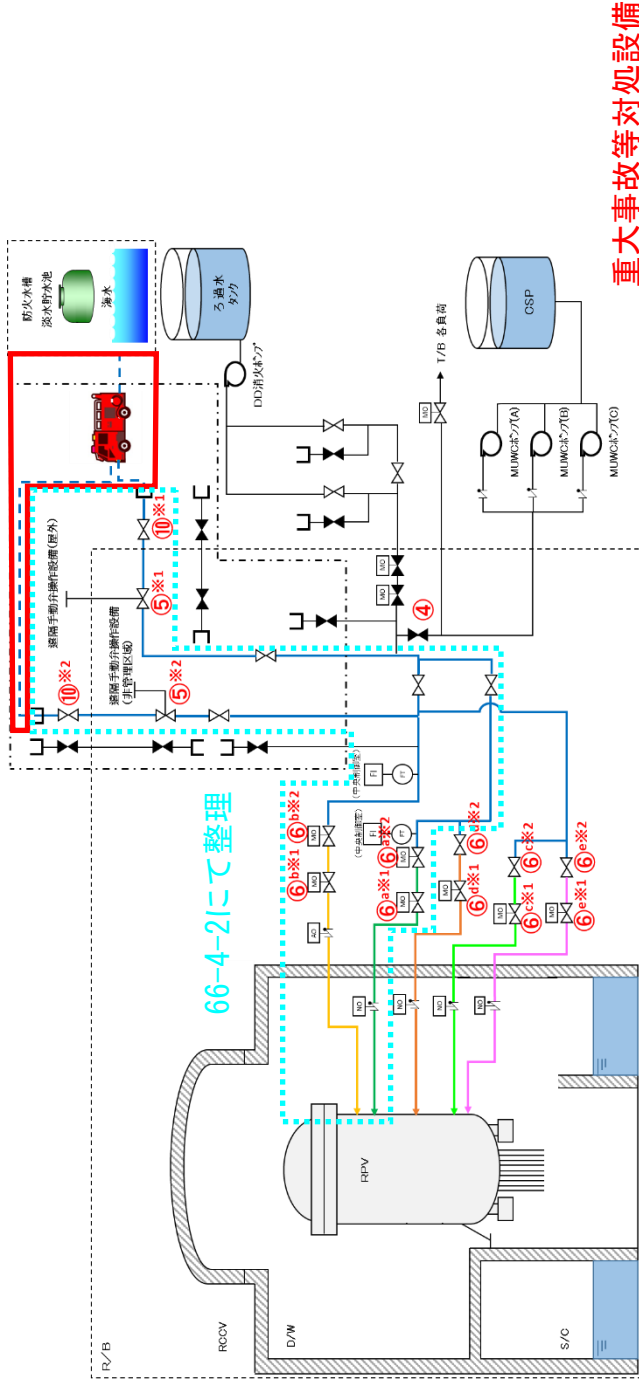
凡例	注入配管
<span style="background-color: yellow; border: 2px solid red; display: inline-block; width: 15px; height: 10px;"></span>	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
<span style="background-color: green; border: 2px solid red; display: inline-block; width: 15px; height: 10px;"></span>	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
<span style="background-color: orange; border: 2px solid blue; display: inline-block; width: 15px; height: 10px;"></span>	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
<span style="background-color: green; border: 2px solid blue; display: inline-block; width: 15px; height: 10px;"></span>	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
<span style="background-color: pink; border: 2px solid blue; display: inline-block; width: 15px; height: 10px;"></span>	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
<span style="border: 1px dashed black; display: inline-block; width: 15px; height: 10px;"></span>	設計基準対象施設から追加した箇所

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

自主対策設備

（交流電源が確保されている場合）

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す



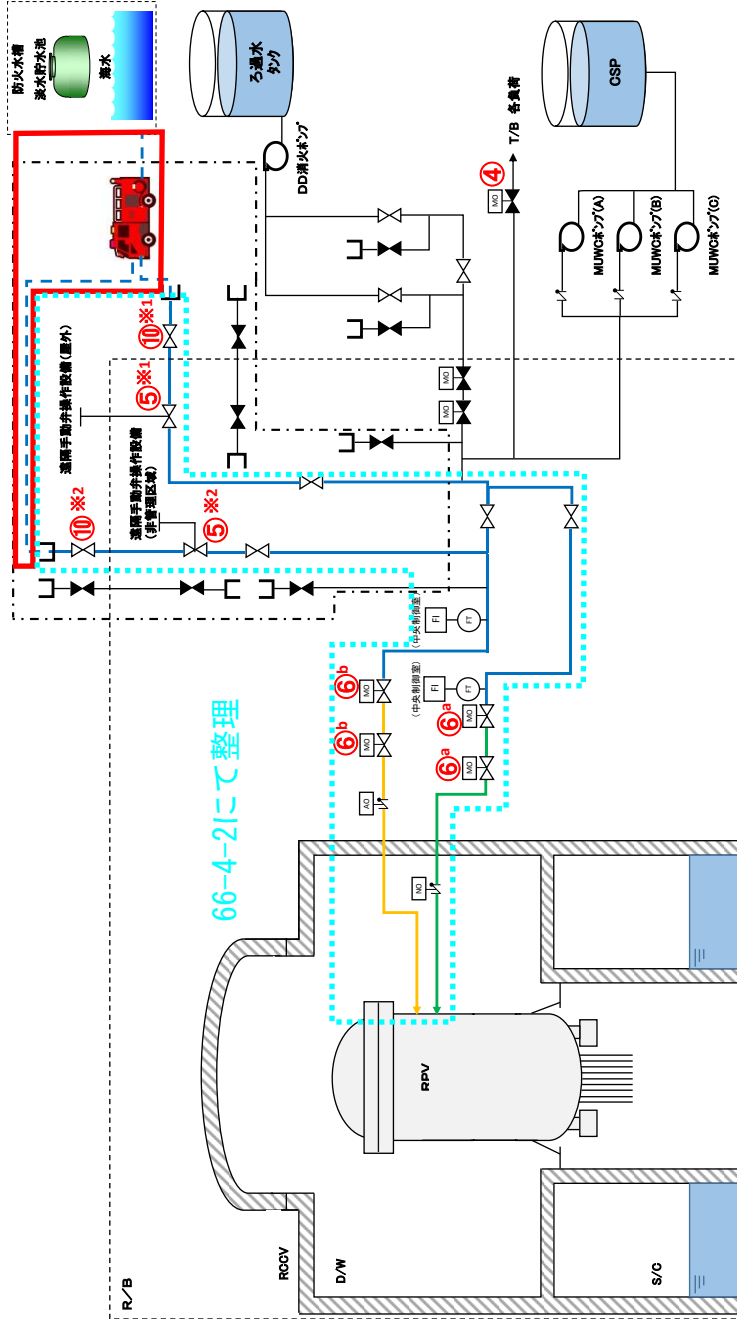
凡例	注入配管
	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
④	復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑥※1	残留熱除去系注入弁(B)
⑥※2	残留熱除去系注入弁(A)
⑥※1	残留熱除去系洗浄弁(A)
⑥※2	残留熱除去系洗浄弁(B)
⑥※1	残留熱除去系注入弁(C)
⑥※2	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)
⑥※1	高圧炉心注水系注入弁(C)
⑥※2	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)
⑩※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)
⑩※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)

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

（全交流動力電源が喪失している場合）

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す

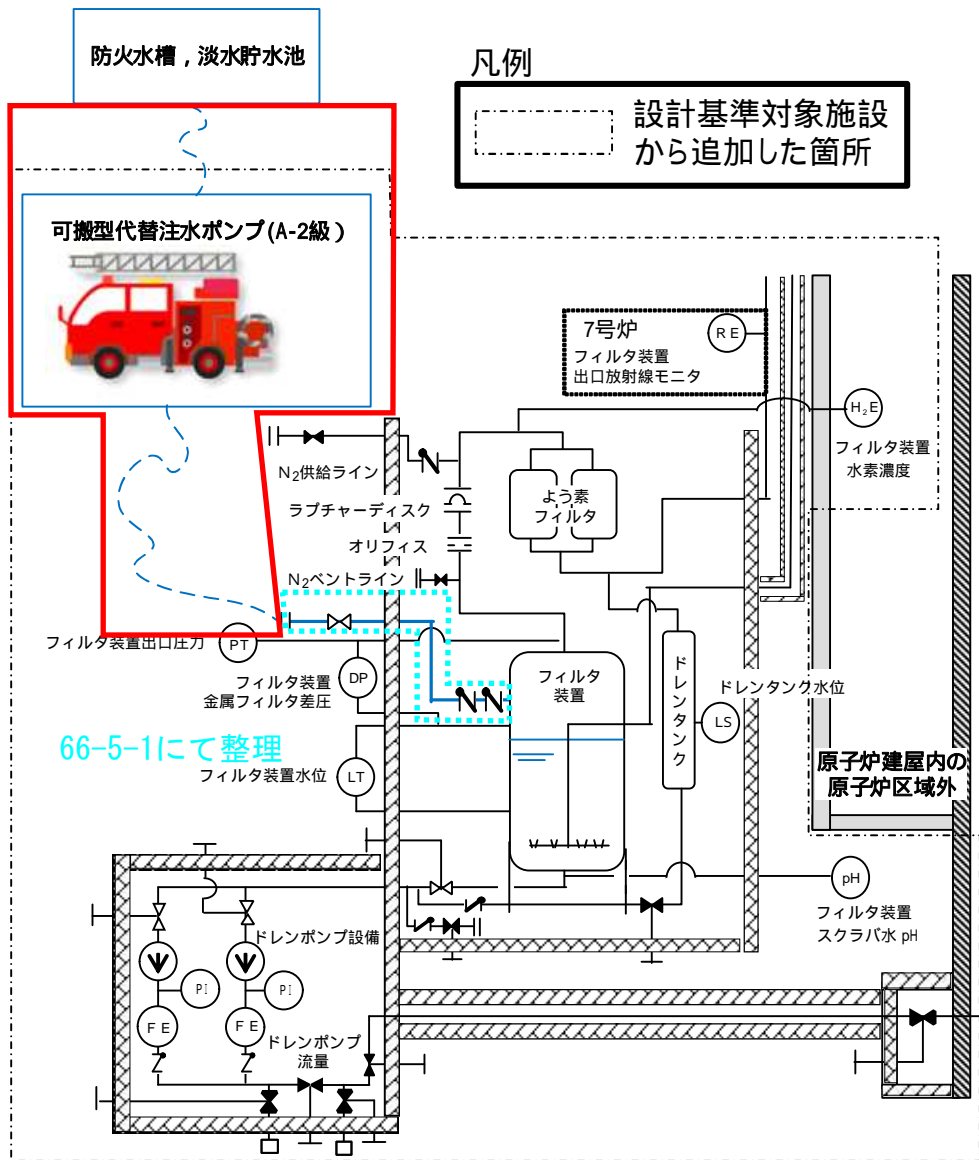


重大事故等対処設備

凡例	注入配管
<span style="background-color: yellow; border: 1px solid red;"> </span>	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
<span style="background-color: green; border: 1px solid red;"> </span>	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
<span style="border: 1px dashed black;"> </span>	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑤※1	MUWOC接続口内側隔離弁(B)
⑤※2	MUWOC接続口内側隔離弁(A)
⑥ <sup>a</sup>	残留熱除去系注入弁(B)
⑥ <sup>b</sup>	残留熱除去系洗浄弁(B)
⑥ <sup>c</sup>	残留熱除去系注入弁(A)
⑥ <sup>d</sup>	残留熱除去系洗浄弁(A)
⑩※1	MUWOC接続口外側隔離弁1(B), MUWOC接続口外側隔離弁2(B)
⑩※2	MUWOC接続口外側隔離弁1(A), MUWOC接続口外側隔離弁2(A)

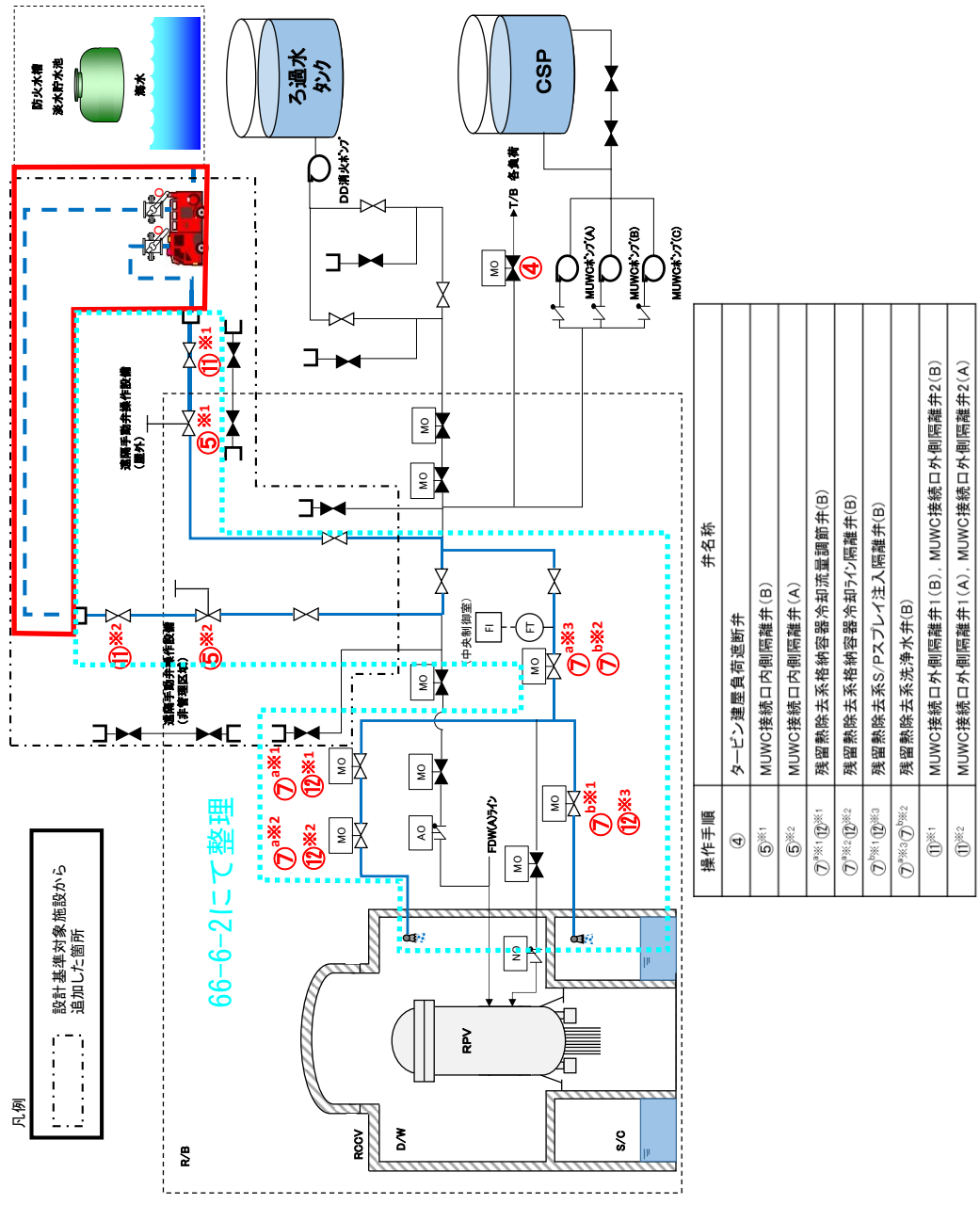
第 1.8.12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図



操作手順	弁名称
	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁

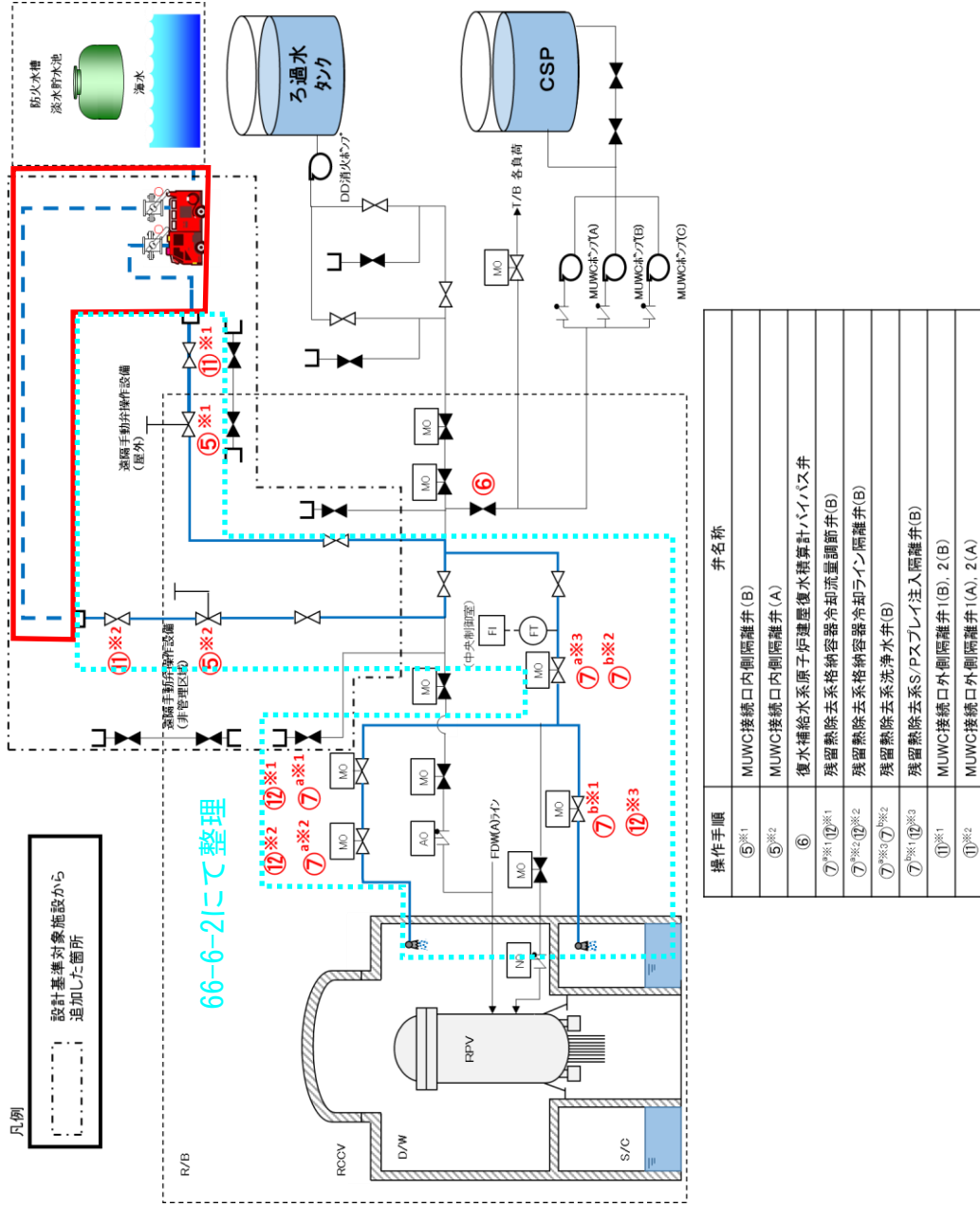
第 1.7.7 図 フィルタ装置水位調整（水張り） 概要図

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す



第 1.6.11 図 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレー（淡水/海水） 概要図（交流電源が確保されている場合）

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す

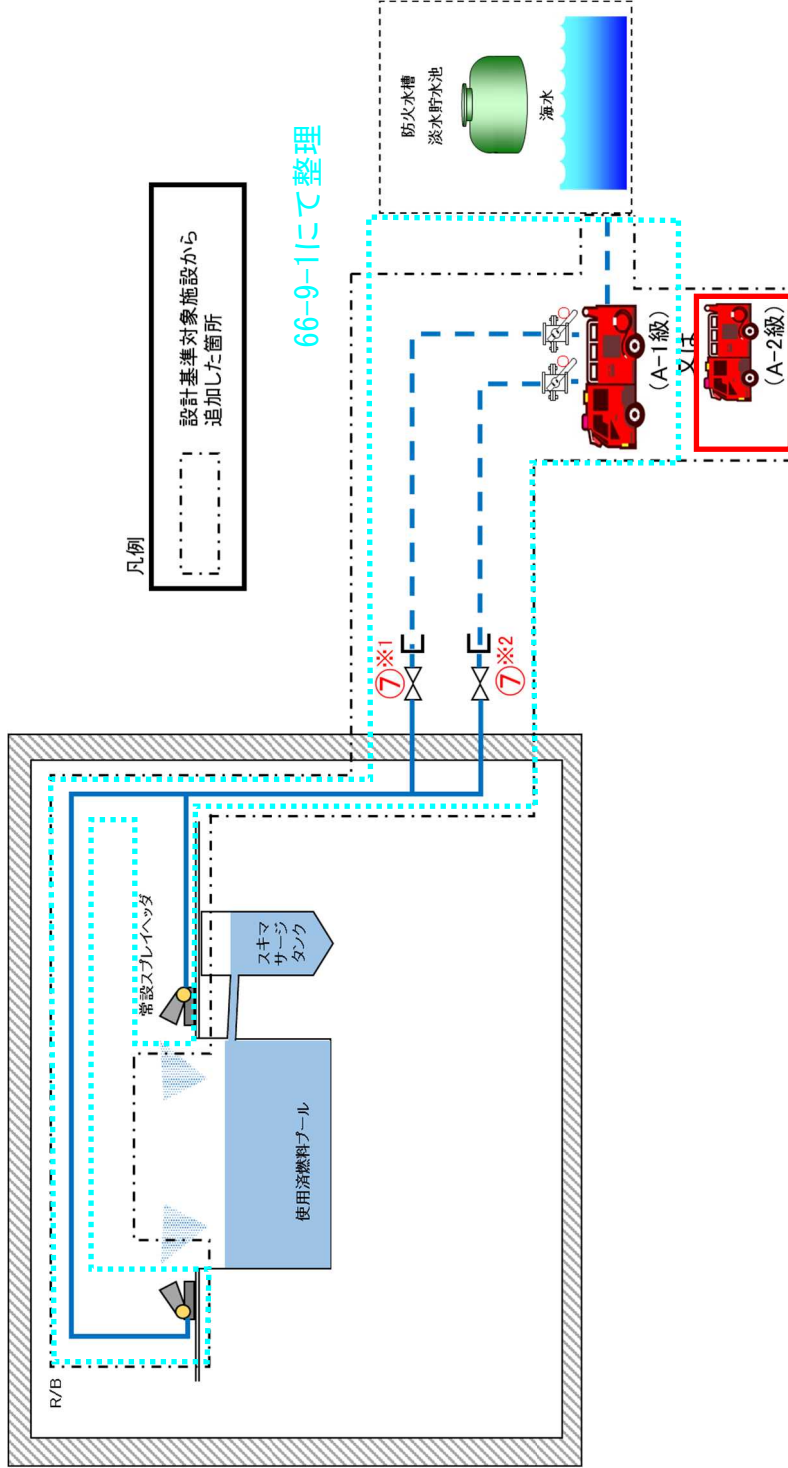


第1.6.14図 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレー（淡水/海水）概要図（全交流動力電源が喪失している場合）





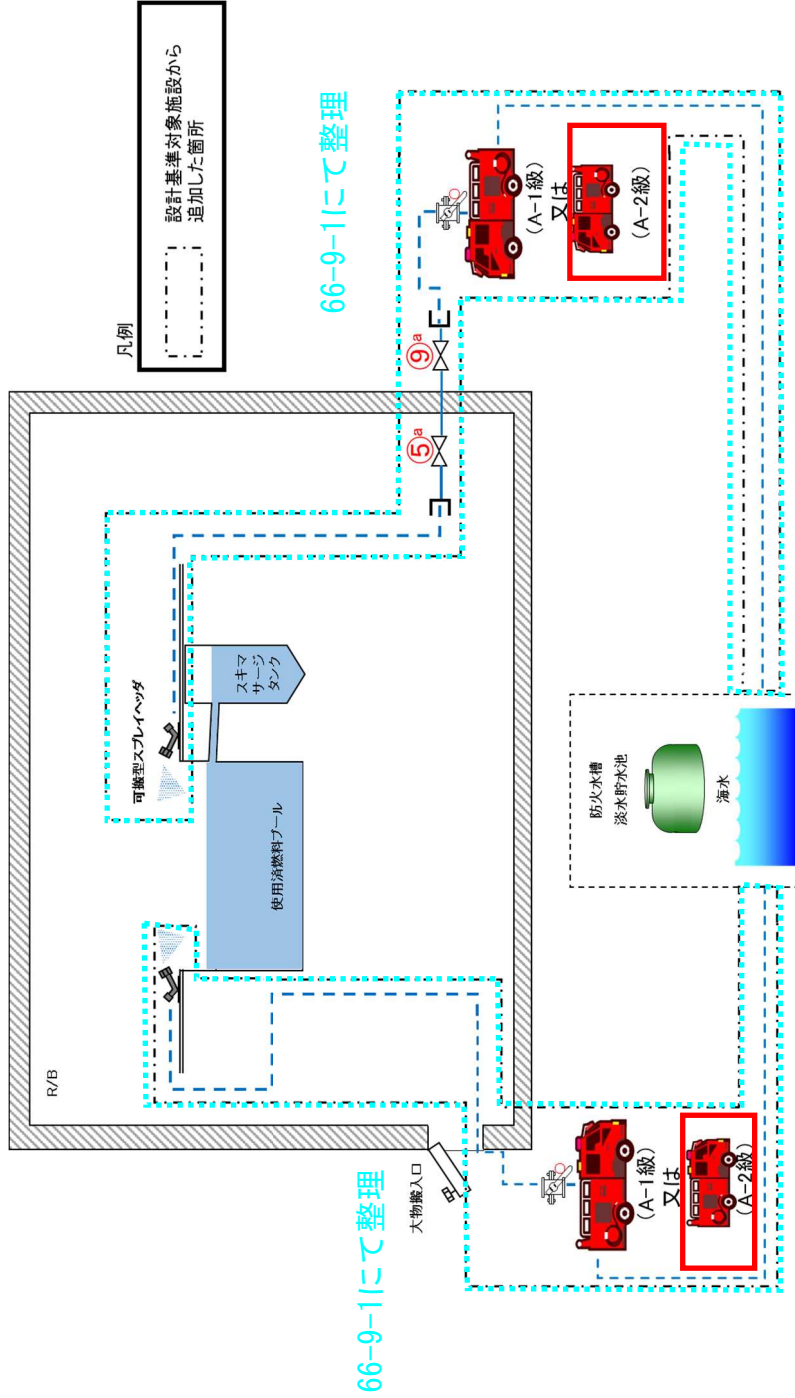
66-19-1の範囲  
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第 1.11.6 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した  
使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

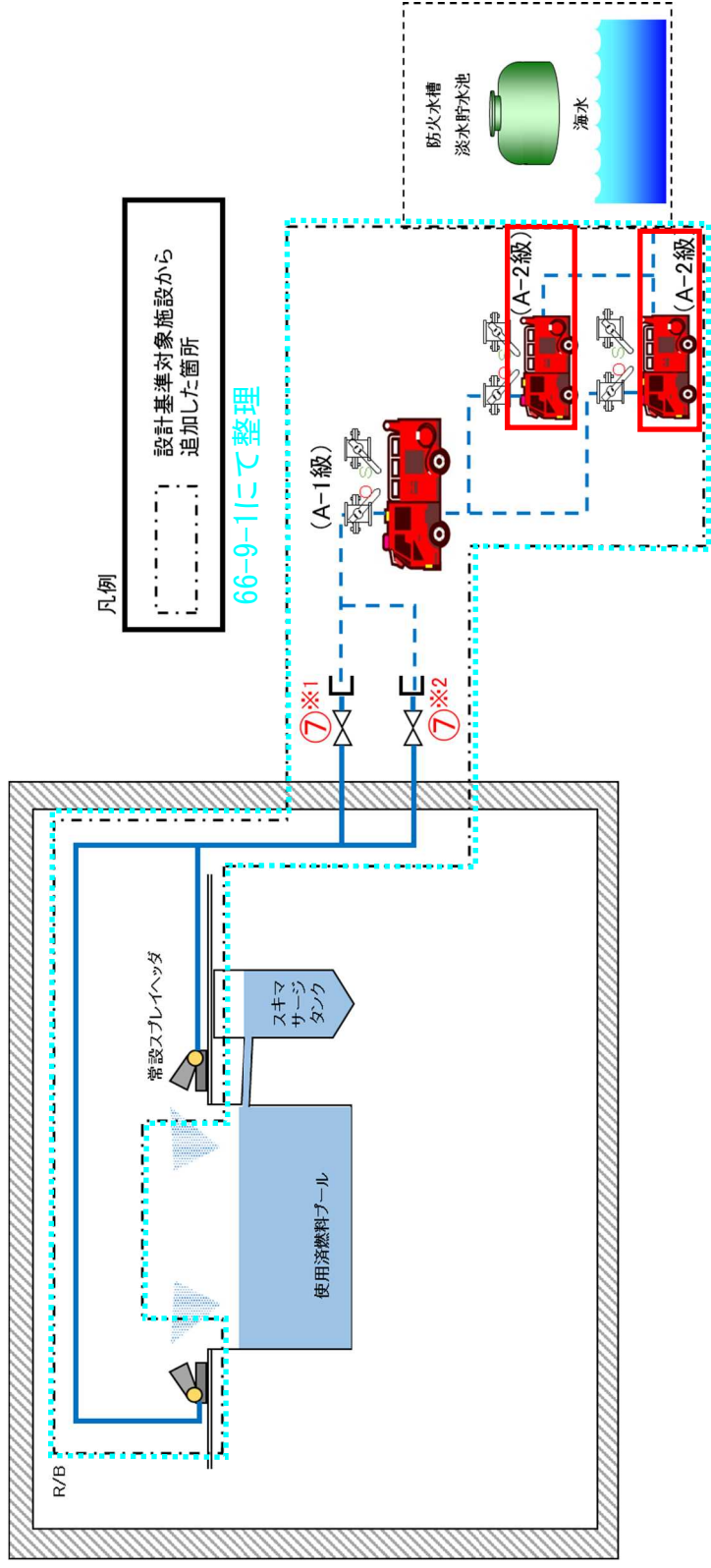
66-19-1の範囲  
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
⑤ <sup>a</sup>	SFP接続口内側隔離弁
⑨ <sup>a</sup>	SFP接続口外側隔離弁

第 1.11.8 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した  
使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す

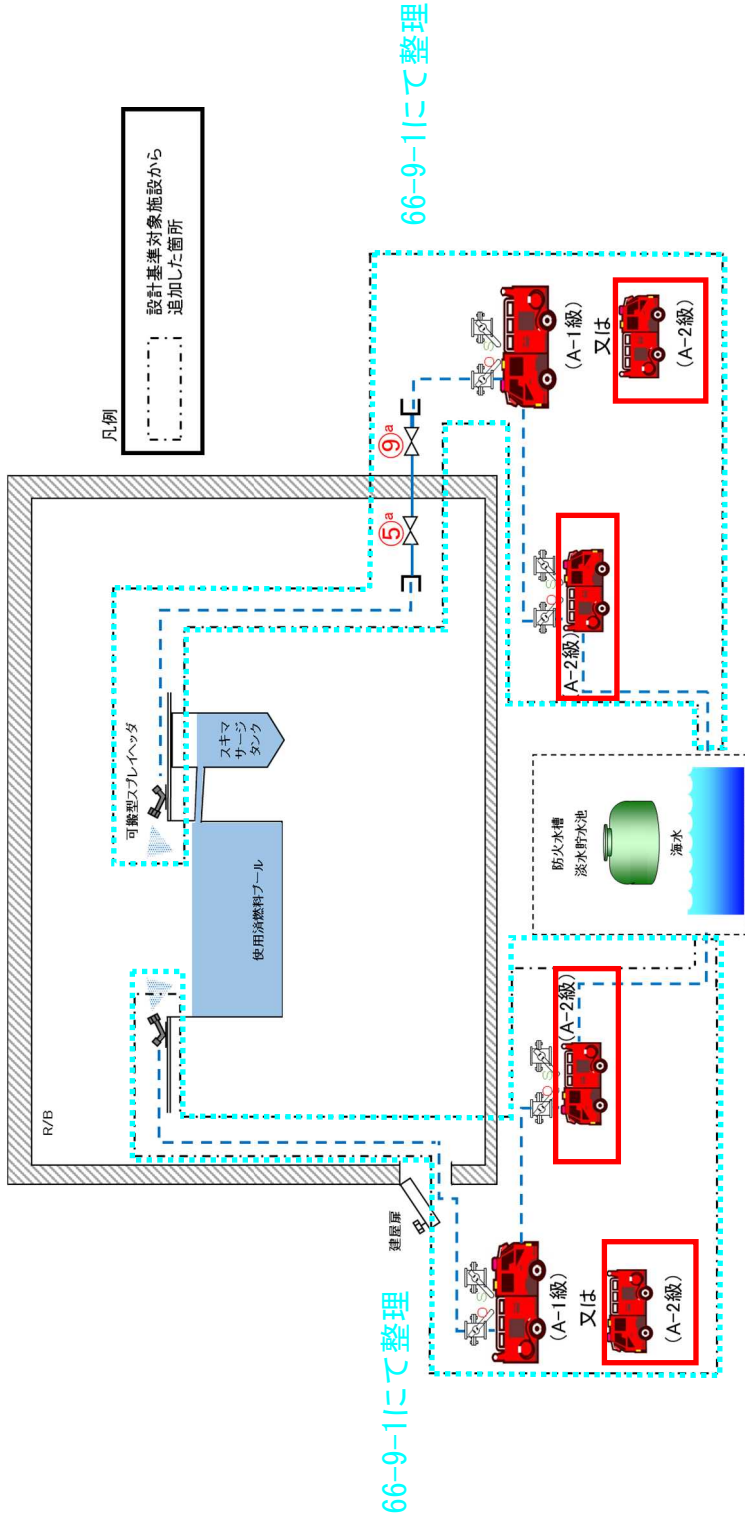


凡例  
設計基準対象施設から追加した箇所  
66-9-1にて整理

操作手順	弁名称
1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第 1.11.15 図 燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した  
使用済燃料プールへのスプレー（淡水/海水） 概要図

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す

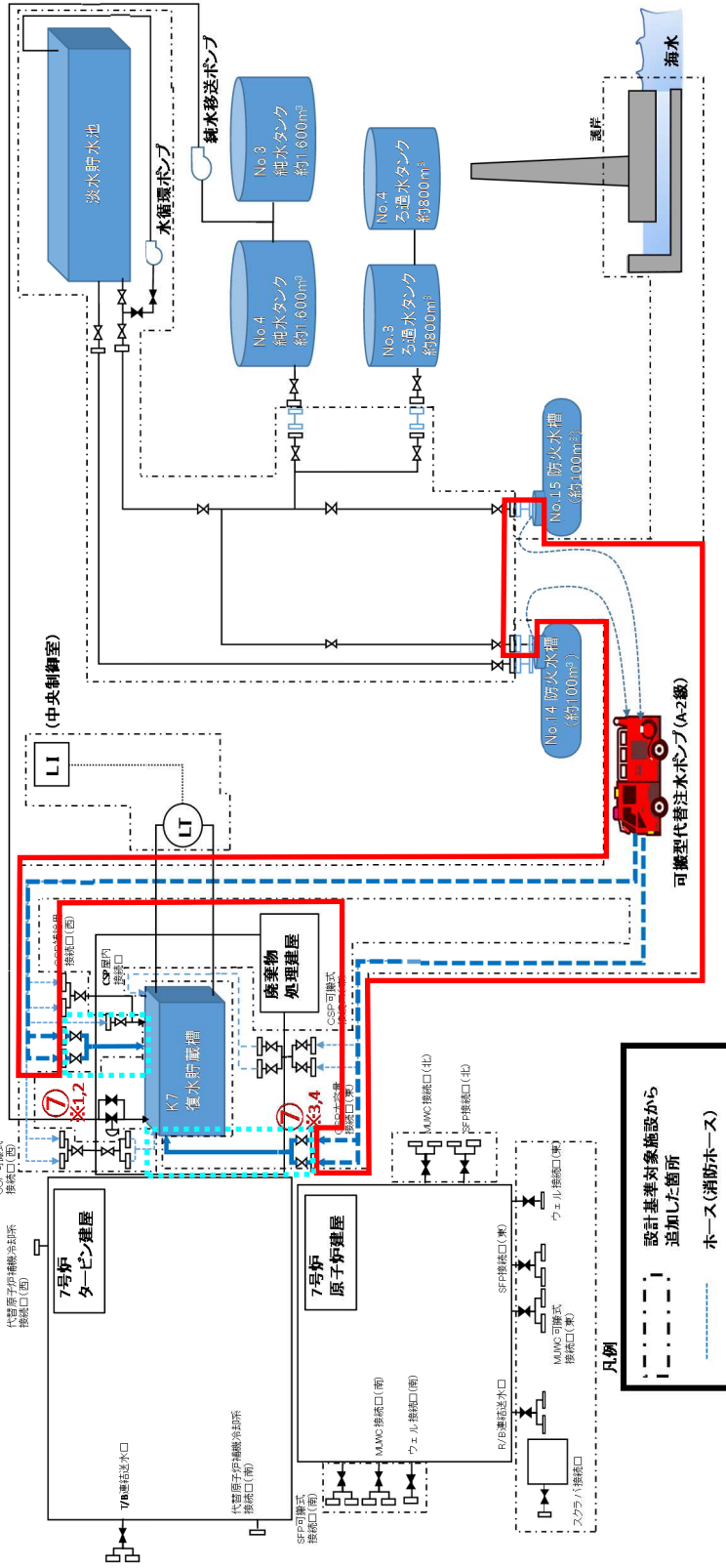


操作手順	弁名称
⑤ <sup>a</sup>	SFP接続口内側隔離弁
⑨ <sup>a</sup>	SFP接続口外側隔離弁

第 1.11.17 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した  
使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水） 概要図

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す

66-11-2にて整理

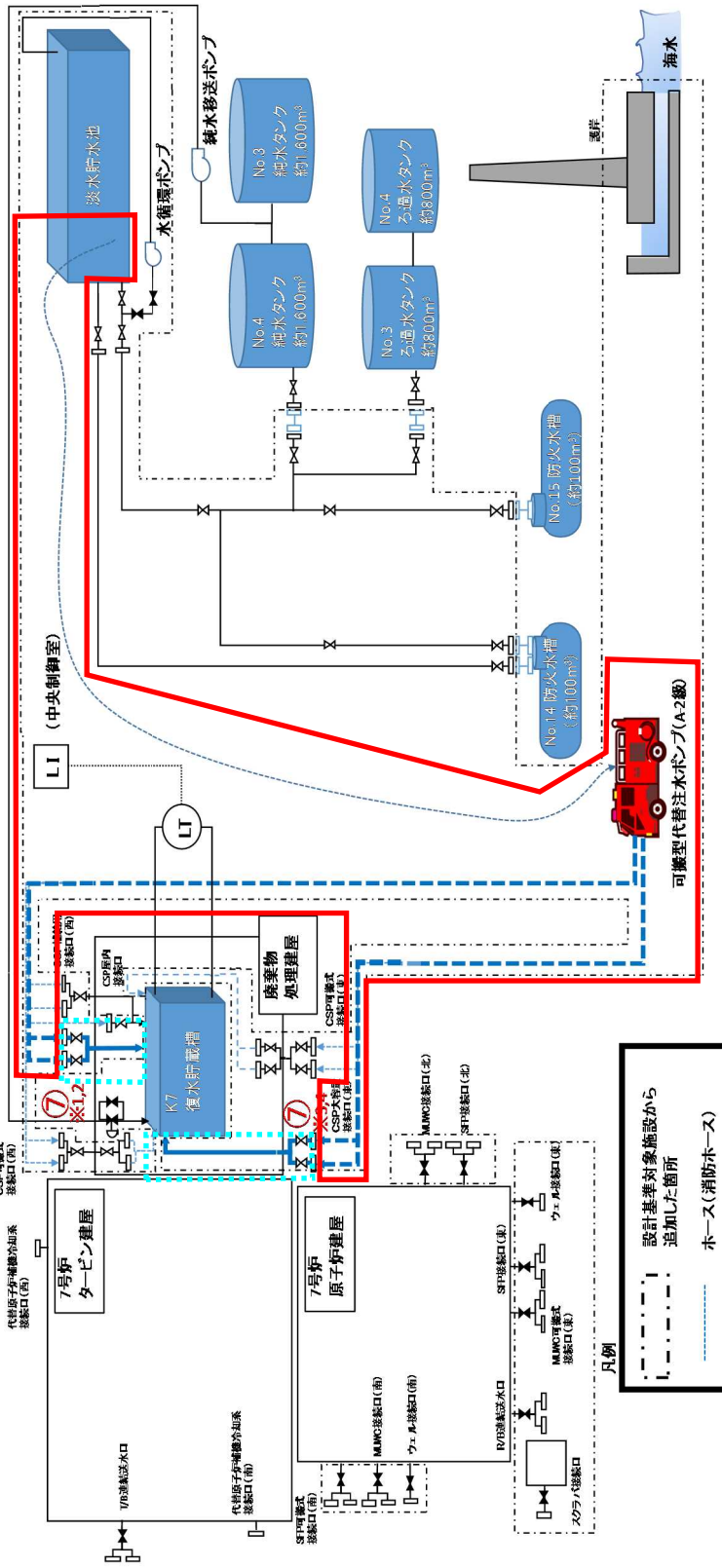


操作手順	弁名称
1	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (A)
2	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (B)
3	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (A)
4	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (B)

第 1.13.10 図 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給 概要図

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す

66-11-2にて整理



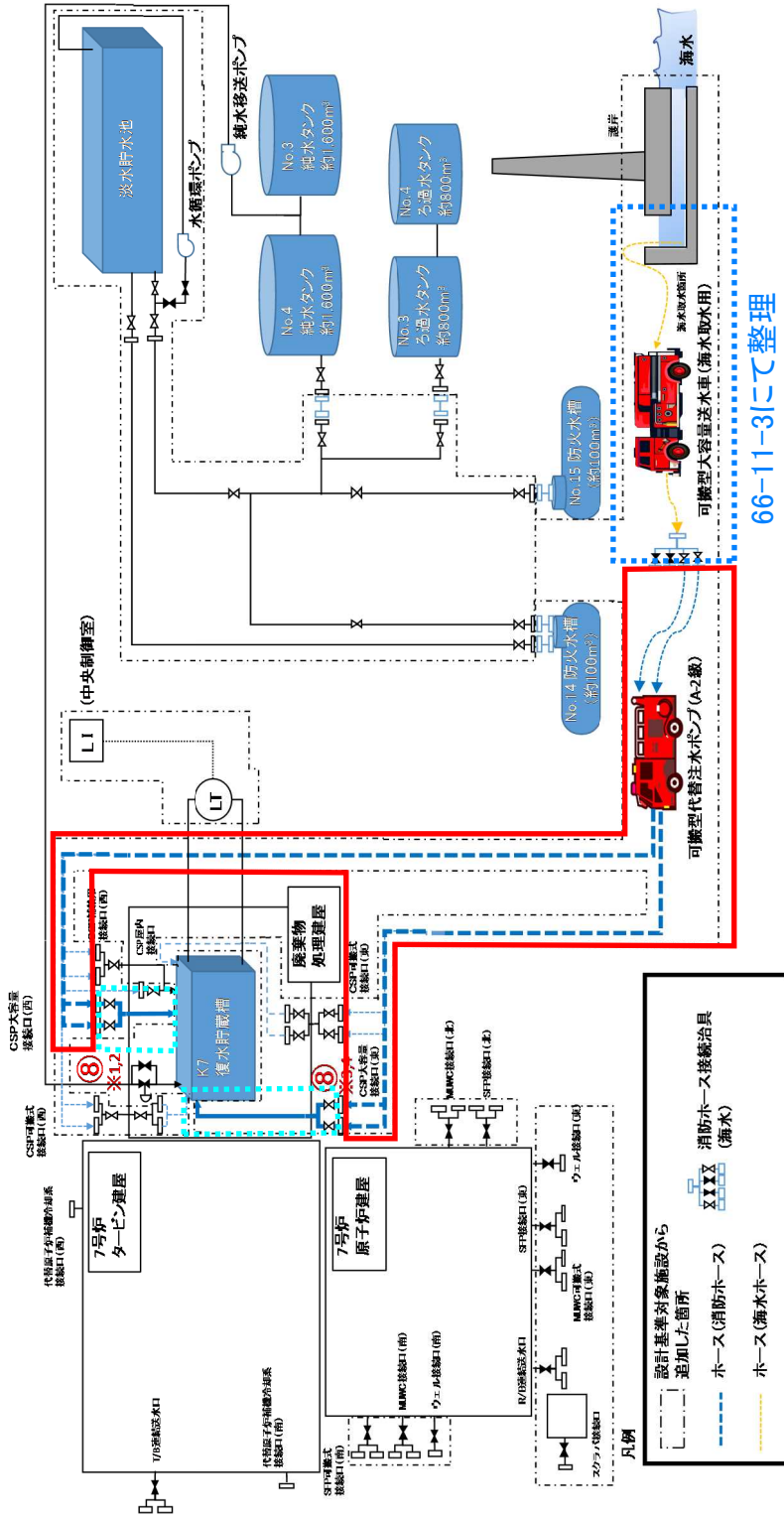
操作手順	弁名称
1	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (A)
2	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (B)
3	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (A)
4	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (B)

第 1.13.14 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給 概要図

(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)

66-19-1の範囲  
赤枠にて示す

66-11-2にて整理



66-11-3にて整理

操作手順	弁名称
1	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (A)
2	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (B)
3	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (A)
4	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (B)

第 1.13.16 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）  
による復水貯蔵槽への補給 概要図

及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，治具や輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.6.2.3 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台を保管する。

また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。



設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台を保管する。

また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、想定される重大事故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

#### 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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

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

に示す。

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

格納容器下部注水系（可搬型）は，通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，治具や輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

コリウムシールドは，他の設備と独立して設置することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，コリウムシールドは，下部にスリットを設けることで，原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル高電導度廃液サンプの原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.4.2.3 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としてのポンプ流量が，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。また，復水移送ポンプは，想定される重大事

故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、想定される重大事故等時において、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 4 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台を保管する。

コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心が、ドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプルへ流入することを抑制するために必要な厚さ及び高さを有する設計とする。

#### 9.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

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

響を及ぼさない設計とする。

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

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 4.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして、可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用する場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共

用で可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合に 4 セット 16 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の場合に 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し，及び臨界を防止するために必要なスプレイ量を有するものとして，可搬型スプレイヘッドを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台，又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用し，常設スプレイヘッドを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台として使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合に 1 セット 4 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 台，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の場合に 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する。

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

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は，想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍まで

大容量送水車（海水取水用）は、海水を各系統へ供給できる設計とする。

また、代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び原子炉建屋放水設備の大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の水源として、海を使用する。

大容量送水車（海水取水用）の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量送水車（海水取水用）（6号及び7号炉共用）
- ・燃料補給設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水貯留堰、スクリーン室及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

各系統の詳細については、「4.3 使用済燃料プールの冷却等のための設備」、「5.6 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」、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「9.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「9.4 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」及び「9.7 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

## (2) 水源へ水を供給するための設備

### a. 復水貯蔵槽へ水を供給するための設備

重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用する。

保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、想定される重大事故等時において、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4台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で4セット16台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用)の合計17台を保管する。

大容量送水車(海水取水用)は、想定される重大事故等時において、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6号及び7号炉共用で1セット1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用)の合計3台を保管する。

代替水源からの移送ホースは、複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。

#### 5.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

サプレッション・チェンバは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大容量送水車(海水取水用)は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

第 5.6 - 1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する  
ための設備の主要機器仕様

(1) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(2) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

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



第 9.2 - 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) 代替格納容器スプレイ冷却系（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) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

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

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

(1) 格納容器下部注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

第 5.6 - 1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 格納容器下部注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

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

(3) コリウムシールド

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

(4) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

第 5.6 - 1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(5) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

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

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

## (1) 燃料プール代替注水系

## a. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) (6 号及び 7 号炉共用)

型 式	うず巻形
台 数	1 (予備 1)
容 量	168m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage] において) 120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage] において)
吐出圧力	0.85MPa[gage] ~ 1.4MPa[gage]以上

## b. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻形
台 数	16 (予備 1)
容 量	120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage] において) 84m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage] において)
吐出圧力	0.85MPa[gage] ~ 1.4MPa[gage]以上

第 5.7 - 1 表 重大事故等の収束に必要な水の供給設備の主要機器仕様

(1) 復水貯蔵槽

第 10.13 - 1 表 補給水系主要機器仕様に記載する。

(2) サプレッション・チェンバ

第 9.1 - 1 表 一次格納施設主要仕様に記載する。

(3) ほう酸水注入系貯蔵タンク

第 6.1.2 - 3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

(4) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

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

(5) 大容量送水車 (海水取水用) (6 号及び 7 号炉共用)

個 数 2 (予備 1)

容 量 900m<sup>3</sup>/h

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6, 7 号機共用)
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	45 以上, 45 以上, 48 以上, <u>147 以上</u> , 20 以上, 84 以上, 130 以上, <u>90 以上</u> , 80 以上, <u>120 以上</u> (120 以上)
吐 出 圧 力	MPa	0.74 以上, 0.38 以上, 1.31 以上, <u>1.29 以上</u> , 1.28 以上, 1.26 以上, 1.04 以上, <u>1.67 以上</u> , 0.71 以上, <u>1.63 以上</u> (0.85 以上)
最 高 使 用 圧 力	MPa	□
最 高 使 用 温 度	℃	□
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	16 (予備 1)

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) 及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドから使用済燃料貯蔵プールへ注水することで、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、可搬型スプレイヘッドを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)、常設スプレイヘッドを使用する場合には、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水

K7 ① V-1-1-5-2 R0

ポンプ（A-2級）により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、燃料プール代替注水系配管又はホース等を経由して可搬型スプレィヘッド又は常設スプレィヘッドから使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に直接スプレィすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

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

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

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

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、残留熱除去系等を経由し、原子炉圧力容器に注水することで熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

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

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

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

## 1. 容量

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

45m<sup>3</sup>/h/個以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時ににおいて核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の想定事故 1 及び想定事故 2 において有効性が確認されている使用済燃料貯蔵プールへの注水量が約 45m<sup>3</sup>/h である



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

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

$45\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の容量は、使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の想定事故 1 及び想定事故 2 において有効性が確認されている使用済燃料貯蔵プールへの注水量が約  $45\text{m}^3/\text{h}$  であることから、 $45\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

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

$48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類 V-1-3-4 「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $48\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

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

$147\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の容量は、添付書類 V-1-3-4 「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において蒸散量を上回ることが確認されているスプレイ量を満足する値として、 $147\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

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

$20\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

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

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

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

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系) 及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (低圧代替注水系) として原子炉圧力容器への注水時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) のうち、「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + SRV 再閉失敗」において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が  $84\text{m}^3/\text{h}$  であることから、 $84\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

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

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (水の供給設備) として復水貯蔵槽への補給に使用する場合の容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」(代替循環冷却系を使用しない場合) において有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量が  $130\text{m}^3/\text{h}$  であることから、 $130\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

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

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (格納容器下部注水系) として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) のうち、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において有効性が確認されている格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水流量が  $90\text{m}^3/\text{h}$  であることから、 $90\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

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

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (代替格納容器スプレイ冷却系) として格納容器スプレイ時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) のうち、「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + SRV 再閉失敗」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が  $80\text{m}^3/\text{h}$  であることから、 $80\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.10 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量  $120\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常

用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを同時に実施する場合に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」において原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に行う場合、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が40m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が80m<sup>3</sup>/hであることから、120m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

公称値については、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される容量120m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

## 2. 吐出圧力

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

0.74MPa以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

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

---

合計 約 0.74MPa

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

### 2.2 使用済燃料貯蔵プールへ注水する場合の吐出圧力（常設スプレイヘッド使用時）

0.38MPa以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる7号機使用済燃料貯蔵プール接続口（東）を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭	約 0.19MPa
ホース圧損	約 0.09MPa
ホース湾曲による影響	約 0.01MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.09MPa

---

合計 約 0.38MPa

以上より、常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへの注水に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 0.38MPa 以上とする。

### 2.3 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の吐出圧力（可搬型スプレイヘッド使用時）

#### 1. 31MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 7 号機原子炉建屋機器搬出入口を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭	約 0.19MPa
ホース圧損	約 0.44MPa
ホース湾曲による影響	約 0.12MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.56MPa

---

合計 約 1.31MPa

以上より、可搬型スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 1.31MPa 以上とする。

### 2.4 使用済燃料貯蔵プールへスプレイする場合の吐出圧力（常設スプレイヘッド使用時）

#### 1. 29MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として常設スプレイヘッドを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する場合の吐出圧力は、静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭	約-0.30MPa
ホース圧損	約 1.35MPa
ホース湾曲による影響	約 0.15MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.09MPa

---

合計 約 1.29MPa

以上より、常設スプレイヘッダを用いた使用済燃料貯蔵プールへのスプレイに使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 1.29MPa 以上とする。

2.5 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整（水張り）に使用する場合の吐出圧力  
1.28 MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整（水張り）に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 6 号機フィルタベント給水ライン接続口を使用する場合の原子炉建屋側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力	約 0.62MPa
静水頭	約 0.08MPa
ホース圧損	約 0.49MPa
ホース湾曲による影響	約 0.06MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.03MPa

---

合計 約 1.28MPa

以上より、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整（水張り）に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 1.28MPa 以上とする。

2.6 原子炉圧力容器へ注水する場合の吐出圧力 1.26MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として原子炉圧力容器への注水時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 7 号機復水補給水系接続口（北）を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力	約 0.80MPa
静水頭	約 0.05MPa
ホース圧損	約 0.13MPa
ホース湾曲による影響	約 0.02MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.26MPa

---

合計 約 1.26MPa

以上より、低圧代替注水系（可搬型）として原子炉圧力容器への注水に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 1.26MPa 以上とする。

#### 2.7 復水貯蔵槽へ補給する場合の吐出圧力 1.04MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として復水貯蔵槽への補給に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 7 号機復水貯蔵槽大容量接続口（西）を使用する場合の静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

静水頭	約 0.04MPa
ホース圧損	約 0.75MPa
ホース湾曲による影響	約 0.09MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.16MPa

---

合計 約 1.04MPa

以上より、水の供給設備として復水貯蔵槽への補給に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 1.04MPa 以上とする。

#### 2.8 原子炉格納容器下部へ注水する場合の吐出圧力 1.67MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 6 号機復水補給水系可搬式接続口（東）を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力	約 0.62MPa
静水頭	約-0.11MPa
ホース圧損	約 0.58MPa
ホース湾曲による影響	約 0.07MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.51MPa

---

合計 約 1.67MPa

以上より、格納容器下部注水系（可搬型）として原子炉格納容器下部注水に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 1.67MPa 以上 とする。

#### 2.9 原子炉格納容器へスプレイする場合の吐出圧力 0.71MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として格納容器スプレイ時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 7 号機復水補給水系接続口（北）を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力	約 0.31MPa
静水頭	約 0.09MPa
ホース圧損	約 0.12MPa
ホース湾曲による影響	約 0.02MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.17MPa

---

合計 約 0.71MPa

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として格納容器スプレイに使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 0.71MPa 以上とする。

#### 2.10 原子炉への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の吐出圧力 1.63MPa 以上

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを同時に実施する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる 7 号機復水補給水系接続口（北）を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

最終吐出端必要圧力	約 0.80MPa
静水頭	約 0.05MPa
ホース圧損	約 0.26MPa
ホース湾曲による影響	約 0.03MPa
機器及び配管・弁類圧損	約 0.49MPa

---

合計 約 1.63MPa

以上より、低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを同時に実施する場合に使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 1.63MPa 以上 とする。

公称値については、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される吐出圧力 0.85MPa 以上とする。

### 3. 最高使用圧力

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプ運転時の吐出圧力を上回る圧力として  MPa とする。

### 4. 最高使用温度

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している代替淡水源の温度 40℃及び海水の温度 30℃を上回る ℃ とする。

### 5. 原動機出力

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の原動機出力は、必要軸動力が最大となる流量 120m<sup>3</sup>/h 時の軸動力を基に設定する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の流量が 120m<sup>3</sup>/h、吐出圧力が 1.63MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は、約  kW となる。

以上より、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の原動機出力は、必要軸動力約  kW を上回る  kW/個 とする。

### 6. 個数

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、重大事故等対処設備として淡水又は海水を使用済燃料貯蔵プールへ注水又はスプレイするため等に必要となる個数が 1 基あたり最大となる 4 個を 1 セットとして、6, 7 号機それぞれ 2 セット 8 個の合計 16 個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個とし、分散して保管する。



## 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荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所・5号炉東側第二保管場所のいずれか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多重化、多様化を図る設計とする。

(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・電力を供給する可搬型代替交流電源設備（電源車）・可搬型代替注水ポンプ（消防車）・代替原子炉補機冷却系・大容量送水車（海水取水用）については、必要となる容量を有する設備を1基あたり2セット及び予備を保有し、荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側第二保管場所のいずれか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、高圧窒素ガスポンプ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池・遠隔空気駆動弁操作用ポンプについては、必要となる容量を有する設備を1基あたり1セット及び予備を保有し、原子炉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基あたり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、荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所・5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上に分散配置する。

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-80 (改訂4)
提出年月日	令和2年8月20日

## 柏崎刈羽原子力発電所7号炉

適用される原子炉の状態の考え方について

令和2年8月

東京電力ホールディングス株式会社

## 1.適用される原子炉の状態の考え方について

第 66 条（SA 条文）における各 SA 設備の LCO を適用する原子炉の状態（以下、LCO 適用期間）について、基本方針では基本的な考え方を整理し、各設備の設定例を提示している。

### 4.3 添付－6 重大事故等対処設備の LCO を適用する原子炉の状態について

技術的能力審査基準 1.0 ～1.19（設置許可基準規則第 43 条～第 62 条）において、当該機能を有する重大事故等対処設備の LCO を適用する原子炉の状態については、以下の基本的な考え方に基づき、下表を参考に設定する。

#### 【適用する原子炉の状態の基本的な考え方】

a.重大事故等対処設備に対する LCO を適用する原子炉の状態については、その機能を代替する設計基準事故対処設備（例：格納容器スプレイ冷却系）が適用される原子炉の状態を基本として設定する。

ただし、重大事故等対処設備の機能として、上記における設計基準事故対処設備の原子炉の状態の適用範囲外においても要求される場合があることから、当該の重大事故等対処設備の機能を勘案した原子炉の状態の設定が必要となる。

b.機能を代替する対象の設計基準事故対処設備が明確ではない重大事故等対処設備（例：放水砲）については、当該設備の機能が要求される重大事故等から判断して、個別に適用する原子炉の状態を設定する。

技術的能力審査基準 (設置許可基準規則)		適用される原子炉の状態(例)	重大事故等対処設備(代表例)
1.1 (第44条)	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	運転及び起動	・ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ・ほう酸水注入系ポンプ
1.2 (第45条)	原子炉冷却材圧カ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	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	・高圧代替注水系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
以下略			

(例)と異なる状態を設定した設備について整理

この考え方を踏まえ、当社プラント設備構成及び運用実態を踏まえ改めて詳細に条文検討を実施し以下の考え方で整理した。(表 1)

○低圧代替注水系（常設・可搬型）については、基本方針策定時には、PWR 電力を参考に、当該 SA 設備としての機能が要求される期間は原子炉内に燃料がある状態と整理し、除外期間は「原子炉内から全燃料が取出された場合」としていた。

条文の詳細検討の中で、燃料交換時における原子炉ウェル・SFP の保有水量と燃料の崩壊熱から求められる注水量の関係や、機能喪失を代替する DBA 設備である低圧注水系（第 40 条）の LCO 適用期間の考え方について、改めて当該 SA 設備に当てはめて検討した。

その結果、低圧注水系（第 40 条）の LCO 適用期間に合わせても原子力安全上問題となるものではないと判断した。

○静的触媒式水素再結合器(以下、PAR)、原子炉建屋水素濃度についても、66-4-1,2 と同様に再検討し、当該設備の機能が要求される重大事故等を踏まえても低圧注水系の LCO 適用期間で問題ないと判断した。

○燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置(以下、BOP 閉止装置)については、基本方針策定時には、機能を代替する DBA 設備が明確ではないが原子炉建屋（第 49 条）と同期間を LCO 適用期間と設定していたが、当該設備の機能が要求される重大事故等から必要な LCO 適用期間を詳細検討した結果、プラント運転中に想定される重大事故に対し、居住性を確保することを目的としていることから、高温停止までを LCO 適用期間とする。

○これらの設備に対し、要求される措置及び保全の観点からも LCO 適用期間を基本方針設定例から変更しても問題ないことを確認した。

○結果的に LCO 適用期間が適正化され、点検等の保全活動の実施可能な期間を確保することによって、設備の信頼性を維持することができ、原子力安全の向上に繋がると考える。

なお、当該 LCO 適用期間は、設置許可における SA 設備に対する要求に整合しており、また、LCO 適用期間の設定に係る基本的な考え方は基本方針との差異はない。

表1 基本方針の設定例から LCO 適用期間を適正化した SA 設備

保安規定	SA 設備	LCO 適用期間			説明箇所
		基本方針設定例	今回補正申請	変更理由	
66-4-1 66-4-2	・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型）	運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換 (原子炉内から全燃料が取出された場合は除く)	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閉の場合	・66-4-1,2 については，PWR 電力を参考に当該 SA 設備としての機能が要求される期間は原子炉内に燃料がある状態と整理し，除外期間は「原子炉内から全燃料が取出された場合」としていたが，PWR と違い BWR ではプールゲート開時に SFP と原子炉ウェルが一体となり保有水量が増加するという設備構成上の違いも踏まえ，基本方針に従い再検討した。 ・燃料交換時における原子炉ウェル・SFP の保有水量と燃料の崩壊熱から求められる注水量の関係や，機能を代替する DBA 条文である低圧注水系（第 40 条）の LCO 適用期間の考え方について，改めて当該 SA 設備に当てはめて検討した結果，低圧注水系の LCO 適用期間と合わせることをする。 ・66-8-1,2 についても，66-4-1,2 と同様に再検討し，当該設備の機能が要求される重大事故等を踏まえても低圧注水系の LCO 適用期間で問題ないと判断した。	2.1.1
66-8-1 66-8-2	・PAR ・原子炉建屋水素濃度	運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換			2.1.2
66-14-2	・BOP 閉止装置	運転，起動，高温停止，炉心変更時 (原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む。停止余裕確認後の制御棒の 1 本の挿入・引抜を除く)	運転，起動及び高温停止	・基本方針審査時は，機能を代替する DBA 設備が明確ではないが二次格納容器バウンダリの形成，中央制御室の居住性確保が目的の設備であることから，原子炉建屋の負圧維持が要求される原子炉建屋（第 49 条）と同期間を LCO 適用期間と設定していたが，BOP 閉止装置により二次格納容器バウンダリを復旧させた場合においても，運転継続させることはできないとの扱いを AOT でしており，DBA 設備の BOP が有する機能（開放と閉止）を完全に補完しているものではない等機能要求が明確になってきたことも踏まえ，基本方針に従い再検討した。 ・BOP 閉止装置はあくまでプラント運転中に想定される重大事故に対し，居住性を確保することを目的としていることから，高温停止までを LCO 適用期間とする。	2.2.1

## 2.各 SA 設備の LCO 適用期間について

1.において、基本方針の設定例から LCO 適用期間を適正化した SA 設備を整理した（表 1）。

以下 2 つの観点で詳細に説明する。

- (1) PWR 電力との設備構成の違いから LCO 適用期間を再検討し非常用炉心冷却系（第 39 条及び第 40 条）の LCO 適用期間に適正化した設備（2.1）
- (2) LCO 適用期間を当該設備の機能要求から再検討した設備(2.2)

### 2.1PWR 電力との設備構成の違いから LCO 適用期間を適正化した設備

#### 2.1.1 低圧代替注水系（常設・可搬型）の LCO 適用期間について

基本方針策定時には、PWR 電力を参考に当該 SA 設備としての機能が要求される期間は原子炉内に燃料がある状態と整理し、除外期間は「原子炉内から全燃料が取出された場合」としていたが、PWR と違い BWR ではプールゲート開時に SFP と原子炉ウェルが一体となり保有水量が増加するという設備構成上の違いも踏まえ、基本方針に従い再検討した。

当該設備は機能を代替する DBA 設備が明確なことから基本方針（4.3 添付-6 a）に基づき検討する。

<基本方針 4.3 添付-6 a 抜粋>

a.SA 設備に対する LCO 適用期間については、その機能を代替する DBA 設備（例：格納容器スプレイ冷却系）が適用される原子炉の状態を基本として設定する。

ただし、SA 設備の機能として、上記における DBA 設備の原子炉の状態の適用範囲外においても要求される場合があることから、当該の SA 設備の機能を勘案した原子炉の状態の設定が必要となる。

低圧代替注水系（常設）（66-4-1）及び低圧代替注水系（可搬型）（66-4-2）の機能を代替する DBA 設備は低圧注水系（第 39 条及び第 40 条）なので、同期間を LCO 適用期間として設定した。

「運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ 1」

※ 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閉の場合

また、基本方針に基づき当該 SA 設備の機能を勘案し LCO 適用期間外（※ 1 で示す（1）、（2）の期間）においても要求される場合があるか以下のように考えた上

で、低圧注水系と同期間で問題ないことを確認している。

(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

原子炉ウェルと SFP がつながり保有水量が多くなり時間的余裕が大きくなること、また常時待機要求がある燃料プール代替注水系にて原子炉及び SFP での崩壊熱による冷却材の蒸発分以上の注水が可能であるため、LCO 適用期間とする必要性は低い。

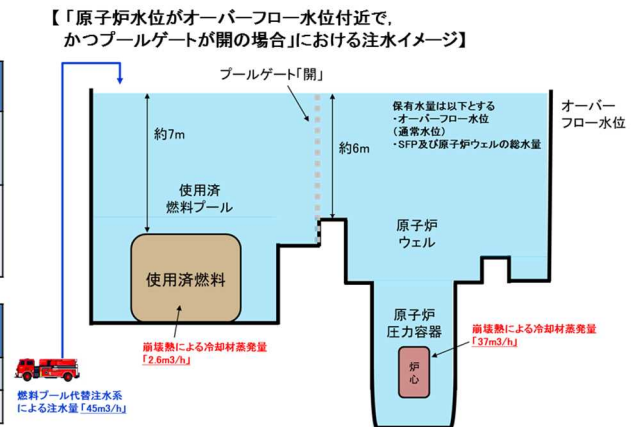
以下に低圧代替注水系を使用することが考えられるケースとして RHR・FPC による除熱機能が喪失した場合を想定し、崩壊熱による冷却材の蒸発分以上の注水が可能であることを確認した。燃料プール代替注水系注水量  $45[m^3/h] > 蒸発量 39.9[m^3/h]$  (原子炉  $37.3[m^3/h]$ +SFP  $2.6[m^3/h]$ )

なお、燃料プール代替注水系は事象発生後 12 時間で注水可能であり、その間の水位低下量は  $0.69[m]$ 程度となるが、燃料冷却及び燃料プール代替注水系のオペレーティングフロアでの準備に影響を与えるものではないことを確認済み。

【検討条件】

冷却材蒸発量 [m <sup>3</sup> /h]		備考
原子炉	37	崩壊熱22MW相当 (有効性評価(運転停止中)の評価条件である原子炉停止1日後の崩壊熱を準用)
SFP	2.6	崩壊熱1.6MW相当 (有効性評価(SFP)の評価条件の崩壊熱から定検取出直後の燃料分を除いたもの)

注水設備	流量 [m <sup>3</sup> /h]	備考
燃料プール代替注水系	45	可搬型スプレイヘッド使用時
	147	常設スプレイヘッド使用時



(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

全燃料が取出されプールゲートにより隔離されていることから、原子炉への注水は不要となる。

## 2.1.2 PAR・原子炉建屋水素濃度の LCO 適用期間について

当該設備は機能を代替する DBA 設備が明確ではないことから基本方針（4.3 添付-6 b）に基づき LCO 設定した。

<基本方針 4.3 添付-6 b 抜粋>

### 【適用する原子炉の状態の基本的な考え方】

b 機能を代替する DBA 設備が明確ではない SA 設備（例：放水砲）については、当該設備の機能が要求される重大事故等から判断して、個別に適用する原子炉の状態を設定する。

PAR は 66-8-1 にて、原子炉建屋水素濃度は 66-8-2 にて LCO 設定しており、低圧代替注水系（常設・可搬型）と同様に考え LCO 適用期間を設定した。

「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※1」

※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閉の場合

当該設備の機能が要求される重大事故等の観点から以下のように整理した。

PAR は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止するための設備であることから、「原子炉内に燃料が存在する期間」を基本として設定した。

原子炉建屋水素濃度監視設備も、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するための設備であることから、「原子炉内に燃料が存在する期間」を基本として設定した。

そのうえで、「原子炉水位がオーバーフロー水位付近でプールゲート開」となった場合は、原子炉ウェルと SFP がつながり、保有水量が多くなるため、運転停止中の有効性評価結果よりも燃料露出までの時間的余裕があり、炉心の著しい損傷により水素ガスが発生するような事象が発生する可能性は小さいため、LCO 適用期間とする必要性は少ないと考えた。

また、要求される措置及び保全作業の観点からも問題ないことを示す。

燃料交換の「(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」が基本方針設定例との差分になる。



要求される措置としては「保有水量・注水手段の確保」が考えられるが、この差分の期間においては、既に保有水量が確保されている状態であること、注水手段が確保されている状態であることから、既にリスクは低く、この状態よりリスクを大きく下げられる措置はない。

保全作業としては、基本方針設定例通りであれば常時要求となり、予防保全を目的とした保全作業を実施するための保全作業（以下、青旗作業）時の措置が必要となる。LCO を設定する以上、青旗作業は可能な限り短期間、最もリスクの低い時期で検討することとなり、結果的に差分の期間を選定することとなると考えられるため、LCO 適用期間の違いによって、原子力リスクに対して考慮することによって変わりはないと考えられる。

以上を踏まえると、「要求される措置」、「保全作業」の観点からも LCO 適用期間を変更しても適切に運用できると考えられる。

## 2.2 LCO 適用期間を当該設備の機能要求から再検討した設備

### 2.2.1 BOP 閉止装置の LCO 適用期間について

基本方針審査時は、BOP 閉止装置の機能を代替する DBA 設備が明確ではないことから、相当する設備として、二次格納容器バウンダリの形成・MCR の居住性確保が目的の設備であることを考慮し、原子炉建屋の負圧維持が要求される原子炉建屋(第 49 条)と同期間を LCO 適用期間と設定していたが、SA 設備である BOP 閉止装置により二次格納容器バウンダリを復旧させた場合においても、DBA 設備の原子炉建屋としての機能を完全に補完しているものではなく役割が異なるとの整理をしていることも踏まえ、基本方針に従い再検討した。

当該設備は機能を代替する DBA 設備が明確ではないことから基本方針(4.3 添付-6 b)に基づき LCO 設定した。

<基本方針 4.3 添付-6 b 抜粋>

**【適用する原子炉の状態の基本的な考え方】**

b 機能を代替する DBA 設備が明確ではない SA 設備(例：放水砲)については、当該設備の機能が要求される重大事故等から判断して、個別に適用する原子炉の状態を設定する。

燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は 66-14-2 にて LCO 設定しており、以下のように LCO 適用期間を設定した。

	燃料取替床ブローアウト パネル閉止装置	基本方針設定例
LCO 適用期間	運転, 起動, 高温停止	運転, 起動, 高温停止, 炉心変更時(原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む。停止余裕確認後の制御棒の 1 本の挿入・引抜を除く。)

BOP 閉止装置はあくまでプラント運転中に想定される重大事故に対し、居住性を確保することを目的としていることから、高温停止までを LCO 適用期間とする。

なお、炉心変更時(原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時を含む。停止余裕確認後の制御棒の 1 本の挿入・引抜を除く。)(以下、炉心変更時等)に原子炉建屋(第 49 条)で、想定する事故(燃料集合体落下等)は DBA であり DBA 設備である原子炉建屋で対応可能である、また、DBA 設備の原子炉建屋が LCO 逸脱し

た場合は第 49 条に基づき要求される措置である「炉心変更の中止」及び「照射された燃料に係る作業の中止」を速やかに行うこととしており事故が拡大することはない。当該事故時に「燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置」の機能には期待していないことから、LCO 適用期間とする必要性は低いと考えられる。

したがって、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の LCO 適用期間は「運転、起動及び高温停止」とする。

また、要求される措置及び保全作業の観点からも問題ないことを示す。

「炉心変更時等」が基本方針設定例との差分になる。

要求される措置としては、「BOP の閉止状況を確認する」ことが考えられるが、想定事故に対しては原子炉建屋による閉止維持機能にて担保されており、仮に原子炉建屋において不具合があれば「炉心変更作業等を中止する」旨が既に第 49 条に規定されていることから、追加でリスクを下げられる措置はない。

保全作業としては、基本的には冷温停止及び燃料交換で BOP が閉止している状態でしか、BOP 閉止装置の点検は行わないようにするため、保全作業の実施時期による安全影響はない。

以上を踏まえると、「要求される措置」、「保全作業」の観点からも LCO 適用期間を変更しても適切に運用できると考えられる。

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS - 91 (改訂1)
提出年月日	令和2年8月20日

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

## 柏崎刈羽原子力発電所7号炉

### 復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の 運転確認について

令和2年8月

東京電力ホールディングス株式会社

## 1. はじめに

原子炉隔離時冷却系は、定期事業者検査・月例試験ともにサプレッションプールを水源としたサーベイランスを実施してきたが、実条件性能確認の趣旨を踏まえ、復水貯蔵槽を水源とした運転確認を定格熱出力到達後に実施する定期事業者検査「原子炉隔離時冷却系機能検査」にて実施することとする。

具体的には、サプレッションプール水源での自動起動試験を実施後に水源を復水貯蔵槽に切替え運転確認を実施する。

なお、復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの運転確認を実施する場合には、吐出側にある試験用調節弁（F008,F009）の自動閉インターロックを除外するため、開度調整実施後に電源開放の安全処置が必要となる。

この安全処置を実施中に、過渡事象が発生した場合、電源の復旧及び試験用調節弁閉操作が完了するまで原子炉への注水が遅れることになるため、実施頻度を限定的とする必要がある。

そのため、復水貯蔵槽を水源とした運転確認は定期事業者検査で実施し、月例試験ではこれまで通りサプレッションプールを水源とした運転確認を実施する。

なお、復水貯蔵槽とサプレッションプールの水源切替に必要な電動弁については、月例試験での動作確認で健全性を確認し、復水貯蔵槽吸込配管内の満水確認は、巡視点検による日常監視（吸込圧力計の監視）により担保するものとする。

これらの組み合わせにより、原子炉隔離時冷却系に求められる実条件性能確認が満足できると考える。

原子炉隔離時冷却系の定期事業者検査等は、原子炉の状態が「運転」で実施するため、復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の運転確認を実施するにあたり、保安規定の第46条（サプレッションプールの水位）、第48条（格納容器内の酸素濃度）及び第66条66-11-1（重大事故等収束のための水源）に運用上の措置を規定する。

保安規定	内容	備考
第46条 （サプレッションプールの水位）	原子炉隔離時冷却系の運転確認時において、サプレッションプール水位上昇時の措置を追加。	本資料で説明
第48条 （格納容器内の酸素濃度）	原子炉隔離時冷却系の運転確認時において、格納容器酸素濃度上昇時の措置を追加。	T S - 8 1 で説明
第66条 66-11-1 （重大事故等収束のための水源）	原子炉隔離時冷却系の運転確認時において、復水貯蔵槽水位低下時の措置を追加。	本資料で説明

次ページ以降に各保安規定の反映内容について説明する。

## 2. 保安規定第46条について

### 2.1 経緯

保安規定第46条（サプレッションプールの水位）では、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止におけるサプレッションプールの水位の制限範囲を定めている。

復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの運転確認時は、図1に示す通り、復水貯蔵槽を水源とし、サプレッションプールへ水を排出する系統構成で行うため、サプレッションプール水位は上昇する。このため、運転確認時における水位上昇対策として、残留熱除去系ポンプにてサプレッションプール水を廃棄物処理建屋のLCW収集槽へ移送する操作を並行して行う。

しかしながら、上記操作を行った場合であっても、サプレッションプール水の移送先のLCW収集槽受入配管の設計容量は [ ] であり、原子炉隔離時冷却系ポンプの定格流量運転時（ $182\text{ m}^3/\text{h}$ ）においては、サプレッションプールへの流入量が上回ることから、水位の上昇が生じ、原子炉隔離時冷却系ポンプの駆動蒸気（ [ ] ）分が加わると、サプレッションプール水位は約 [ ] 上昇することとなる。

これまでのサプレッションプールを水源とした原子炉隔離時冷却系の運転性能検査の実績から、運転状態確認、データ採取を行うためには少なくとも [ ] 程度は掛かると想定している。一方で、復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の運転確認を実施する場合、サプレッションプール水位の通常運転範囲内では運転確認を行うための時間を十分に確保できないことが懸念される。また、サプレッションプールの水位調整操作で生じる水位の揺らぎ等の事象により、通常運転範囲内の管理値を逸脱する可能性もある。従って、保安規定第46条について、原子炉隔離時冷却系の運転確認行為を妨げないための措置を新たに設ける。

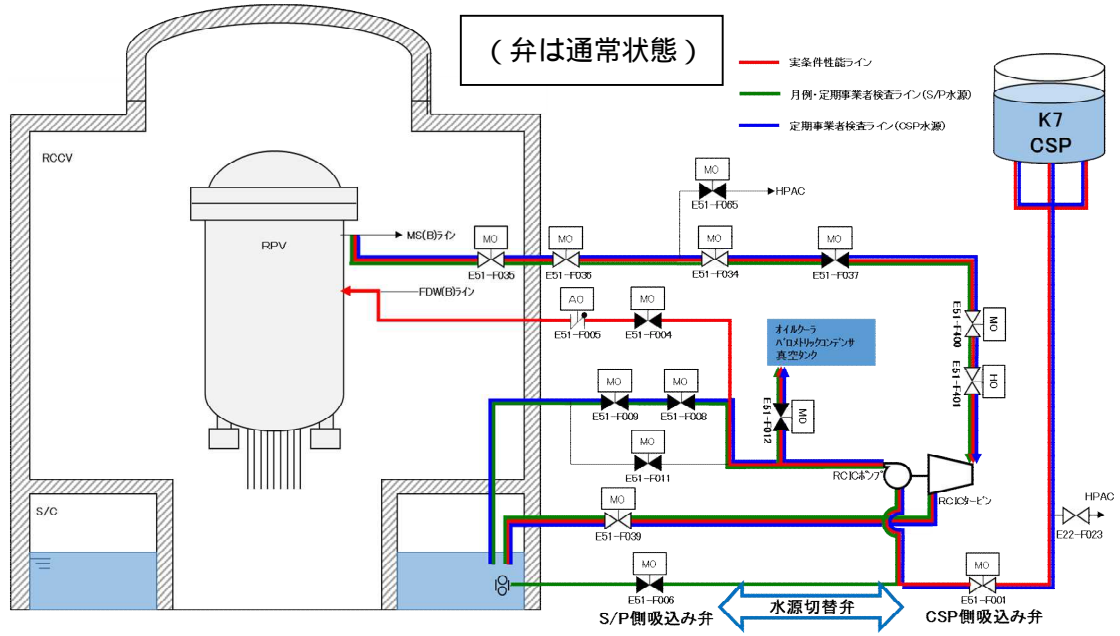


図1 復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の運転確認



## 2.2 保安規定第46条の変更内容について

保安規定第46条を以下のとおり変更する。

原子炉隔離時冷却系の運転確認時は、サブレーションプール水位の常時監視及び水位上昇/下降範囲を最小限に抑える措置を実施すると共に、運転確認終了後24時間の制限を設けた上で、通常運転範囲の逸脱（図46の領域Aへの移行）を許容することとする。なお、24時間の制限については、表46-2の条件Aの完了時間を準用した。

また、領域Aを超えて領域Bに近接した場合は、運転確認を中止し24時間以内にサブレーションプール水位を制限値内に復旧することとするが、万が一、領域Bに移行した場合（サブレーションプールの水位調整操作で生じる揺らぎ事象、または原子炉隔離時冷却系ポンプの運転確認で生じる波立ち等による一時的な水位の上昇は除く）は、運転上の制限の逸脱と判断し、表46-2の要求される措置に従い、原子炉をスクラムする。

【保安規定記載事項】

(サブプレッションプールの水位)

第46条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプール<sup>1</sup>の水位は、表46-1(図46)で定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時を除く。なお、7号炉において、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の運転確認等により、サブプレッションプールの水位が図46の領域Aに移行した場合、運転確認開始から確認終了後24時間までの間は、運転上の制限を満足していないとはみなさないが、領域Bに移行した場合は、運転上の制限の逸脱と判断する。

2. サプレッションプールの水位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。  
 なお、7号炉において、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の運転確認等により、サブプレッションプールの水位が図46の領域Aに移行した場合、5分毎にサブプレッションプールの水位を監視するとともに、領域Bに近接した場合は、水位が変動するような運転確認等を中止し、24時間以内に水位を制限値内に復旧する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。

3. 当直長は、サブプレッションプールの水位が第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46-2の措置を講じる。

1: 7号炉のサブプレッションプールは、重大事故等対処設備を兼ねる。

表46-1

項目 (サブプレッションプール水位)	運転上の制限
1号炉	+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上
2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上
6号炉及び7号炉	+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上

図46

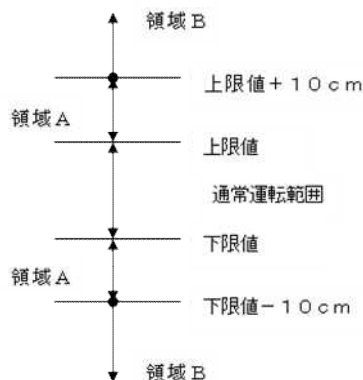


表46-2

条件	要求される措置	完了時間
A. サプレッションプールの水位が図46の領域Aの場合	A1. サプレッションプールの水位を制限値以内に復旧する。	24時間
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. 高温停止にする。	24時間
	B2. 冷温停止にする。	36時間
C. サプレッションプールの水位が図46の領域Bの場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに

## 2.3. 保安規定変更による原子力安全上の影響

保安規定第46条の変更により、一時的に通常運転範囲の水位を超えて運転することを許容することとなるが、領域Aに至った場合においても、必要な気相部体積及び水量は確保されており、原子力安全上の影響は小さく許容可能と考える。保安規定第46条の運転上の制限に対する考え方を以下に示す。

### (1) 上限値について

LOCAが発生した場合に、流入する非凝縮性ガスによる原子炉格納容器内圧力の上昇を抑制するためにサブプレッションチェンバ気相部体積を確保することを目的としている。

LOCA時格納容器の最高使用圧力以下で抑えるために必要なサブプレッションチェンバ気相部体積「」に対して余裕を持って設定されており、万が一、領域Aの上限値(+15cm)に達した場合でも気相部体積は「」あり、必要な気相部体積は確保されている。

### (2) 下限値について

LOCAが発生した場合に、ベント管から流入する蒸気を凝縮させるために必要なサブプレッションプール水量を確保することを目的としている。

保安規定第45条(サブプレッションプールの平均水温)と相まって、ベント管から流入する蒸気が確実に凝縮されることが実証されたサブプレッションプール水温度「」に対して余裕を持って設定されており、万が一、領域Aの下限値(-15cm)に達した場合でも上記温度を満足するためのサブプレッションプール水量は確保されている。

表1 サブプレッションプール水位の各制限値に相当する「サブプレッションチェンバ気相部体積」・「LOCA発生時のサブプレッションプール水温」

サブプレッション プール水位	サブプレッションチェンバ 気相部体積	LOCA発生時の サブプレッションプール水温 <sup>1</sup>
領域A上限値 (+15cm)	<input type="text"/>	-
通常運転範囲上限値 (+5cm)	<input type="text"/>	-
通常運転範囲下限値 (-5cm)	-	<input type="text"/>
領域A下限値 (-15cm)	-	<input type="text"/>

1: サブプレッションプール水温が「」においてLOCAが発生した場合について記載。なお、サブプレッションプール水温の運転上の制限は平均水温で「3.5以下」であるが、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の運転確認により3.5を超えて上昇するような場合は、局所水温計から計算した平均水温が「4.7」を超えた時点で運転確認を中止し、24時間以内に平均水温を3.5以下に復旧する。

### 3. 保安規定第66条(66-11-1)について

重大事故等対処設備について、保安規定第66条にて新たに整理しており、同条66-11-1(重大事故等収束のための水源)にて、原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(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を除く)における復水貯蔵槽の水位を定めている。

2.1に示したとおり、復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系の運転確認時は、復水貯蔵槽を水源としてサブレーションプールへ移送する系統構成にて行うため、運転確認により復水貯蔵槽の水位は低下する。

原子炉隔離時冷却系の定格流量運転が $182\text{ m}^3/\text{h}$ であるのに対し、復水貯蔵槽水位1mあたりの保有水量は約  であることから、運転確認を行うための時間を十分に確保できないことが懸念される。

従って、原子炉隔離時冷却系の運転確認に伴う保有水量減少について、その確認行為を阻害しないために、運転確認開始から運転確認終了後24時間までは運転上の制限を適用しないこととする。24時間の除外期間については、保安規定第46条(サブレーションプールの水位)で規定されている原子炉隔離時冷却系の運転確認時の除外期間を準用した。

【保安規定記載事項】

6 6 - 1 1 - 1 重大事故等収束のための水源

( 1 ) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
重大事故等収束のための水源	復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること <sup>1</sup>

適用される 原子炉の状態	設 備	所要値
( 省略 )		

( 2 ) 確認事項

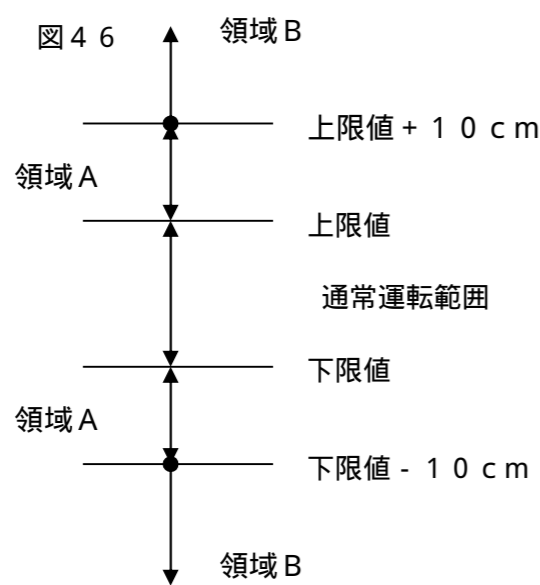
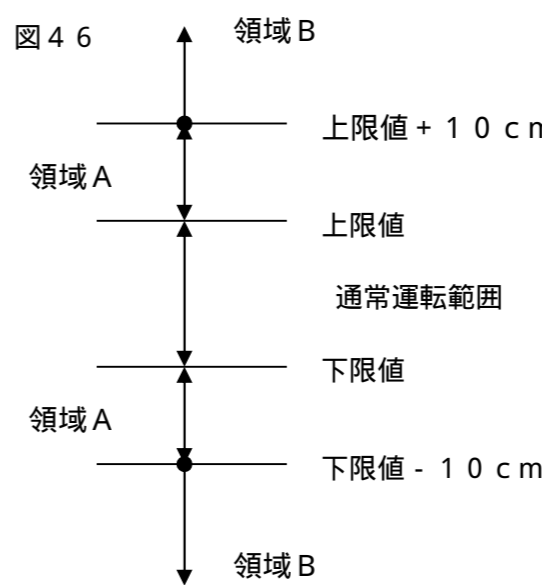
( 省略 )

1 : 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転開始から確認運転終了後 2.4 時間までを除く。

2 : ( 省略 )

別添 参考資料 実条件性能比較表 第39条抜粋

柏崎刈羽7号炉									
保安規定 条文	保安規定 条文名称	保安規定(サーベイランス、運転上の制限)	実条件性能 (許認可要求事項)	定期事業者検査等名 称	定期事業者検査等での判定基準	月例等定期試験名称	月例等試験の判定基準(チェックシート等での記載内容)	「実条件性能確認」適合の考え方	
								実条件性能確認との差異【定事検】(月例等)	実条件性能確認評価 / プレコン
39条	非常炉心冷却系 (その1)	(LCO) 非常用炉心冷却系 項目:動作可能であるべき系列数 高压炉心注水系 <sup>1: 2 6</sup> 低压注水系 <sup>2: 3 6</sup> 原子炉隔離時冷却系 <sup>3: 1 6</sup> (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上) 自動減圧系 <sup>4: 8 7</sup> (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上) 格納容器スプレイ冷却系 <sup>5: 3 8</sup>	(原子炉隔離時冷却系) 原子炉設置(変更)許可申請書にて要求する機能を満足していること 機能要求時に自動起動すること 機能要求時に適切に系統構成されること 運転性能が要求機能を満足していること 工事計画書に記載される以下流量・全揚程が担保されていること。 流量:188m <sup>3</sup> /h 全揚程:高压時900m以上 低压時186m以上 :冷却水流量を加算した値のため、ポンプ流量としては182m <sup>3</sup> /h (系統設計仕様書)	要領書16:原子炉隔離時冷却系機能検査 (ABWR)	運転性能検査( ) a.原子炉隔離時冷却系が自動起動し、28s以内 <sup>1</sup> に系の機能に必要な流量に達すること。また、検査により得られた流量特性が、使用前検査時におけるテストループ時の実流量特性と比較して、著しい差異のないこと。 b.注入弁開閉信号が発信されること。 c.原子炉隔離時冷却系の運転状態は次の事項を満足すること。 流量(m <sup>3</sup> /h):182を下まわらないこと。 <sup>2</sup> 全揚程(m):原子炉圧力に加えて72以上であること。 <sup>2</sup> 振動、異音、異臭、漏えいがないこと。 水源切替が可能であること。 1:設計値 2:原子炉施設保安規定	【定例試験】 原子炉隔離時冷却系手動起動試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・原子炉隔離時冷却水ポンプの流量、全揚程 流量:182m <sup>3</sup> /h以上 全揚程:原子炉圧力+72m以上(原子炉圧力7.06MPa時) 全揚程:原子炉圧力+80m以上(原子炉圧力1.03MPa時) ・運転確認後、使用した弁が待機状態であること及び主要配管が満水であること。(トップベントにて確認)	原子炉への実注入試験【定事検/月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・原子炉出力及び原子炉水位の変動。 ・注水に伴う原子炉水質の悪化。	・テストラインの圧力損失等を考慮したポンプ起動試験により、必要な流量や揚程を確認している。また、電動弁開閉試験を実施し系統構成が適切になされることを確認している。
								模擬信号投入による自動起動試験【月例等】 下記の通り、原子炉運転中に実施することは原子炉安全上困難と考える。 ・試験のための論理回路の一部除外等による機能要求時の対応遅れの可能性。	左記確認を原子炉運転中に実施することは困難であることから実条件性能確認に対しては下記の通り。 【定事検】 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ自動起動試験にて事故時条件を模擬した上で系統に要求される性能及び運転状態を確認している。 ・復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの運転確認を実施している。 【日常管理】 ・事故信号を模擬した自動起動試験については、試験を実施するために他の機器が起動しないよう論理回路の一部を除外等する必要があり、実際の機能要求時に正常に機能しない恐れがあることから、自動起動に係る論理回路については、中央制御室での日常監視により健全性を確認している。
					弁動作検査( ) R/C注入弁(E51-MO-F004) 全閉 全開 15s以内 <sup>1</sup> 1:設計値	【定例試験】 原子炉隔離時冷却系電動弁手動全開全閉試験(1ヶ月/回)	【判定基準】 ・注入弁及び試験可能逆止弁が開ること ・動作確認後、作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であること。(トップベントにて確認)	<差異無し>	・復水貯蔵槽を水源とした運転確認については、電源を開放した状態で、試験ラインを構成する必要があり、過渡現象発生時に原子炉への注水が遅れる恐れがあることから、実施頻度を限定的とし、復水貯蔵槽を水源とした流路健全性は定事検で担保し、配管内の満水維持は巡視点検による原子炉隔離時冷却水ポンプ吸込圧力の監視により確認している。 以上の組み合わせにより実条件性能を確認していると整理する。 【プレコン疑義】 定例試験後の系統ベント(保安規定上要求される満水確認の位置付) ・設備のインターロック上、試験ラインの構成のため電動弁の電源を開放する必要があり、機能要求時に対応遅れの可能性。 ・試験後のベントであり、試験の合否反映へ影響を与えないことからプレコンに該当しない。

変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>(サブプレッションプールの水位)</p> <p>第46条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの水位は、表46-1(図46)で定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時を除く。</p> <p>2. サプレッションプールの水位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。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、サブプレッションプールの水位が第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46-2の措置を講じる。</p> <p>表46-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目 (サブプレッションプール水位)</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上</td> </tr> <tr> <td>2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</td> <td>+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上</td> </tr> <tr> <td>6号炉及び7号炉</td> <td>+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上</td> </tr> </tbody> </table> 	項目 (サブプレッションプール水位)	運転上の制限	1号炉	+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上	2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上	6号炉及び7号炉	+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上	<p>(サブプレッションプールの水位)</p> <p>第46条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプール<sup>1</sup>の水位は、表46-1(図46)で定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時を除く。<u>なお、7号炉において、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の運転確認等により、サブプレッションプールの水位が図46の領域Aに移行した場合、運転確認開始から確認終了後24時間までの間は、運転上の制限を満足していないとはみなさないが、領域Bに移行した場合は、運転上の制限の逸脱と判断する。</u></p> <p>2. サプレッションプールの水位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。<u>なお、7号炉において、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の運転確認等により、サブプレッションプールの水位が図46の領域Aに移行した場合、5分毎にサブプレッションプールの水位を監視するとともに、領域Bに近接した場合は、水位が変動するような運転確認等を中止し、24時間以内に水位を制限値内に復旧する。</u></p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、サブプレッションプールの水位が第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46-2の措置を講じる。</p> <p><u>1: 7号炉のサブプレッションプールは、重大事故等対処設備を兼ねる。</u></p> <p>表46-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目 (サブプレッションプール水位)</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上</td> </tr> <tr> <td>2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</td> <td>+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上</td> </tr> <tr> <td>6号炉及び7号炉</td> <td>+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上</td> </tr> </tbody> </table> 	項目 (サブプレッションプール水位)	運転上の制限	1号炉	+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上	2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上	6号炉及び7号炉	+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
項目 (サブプレッションプール水位)	運転上の制限																	
1号炉	+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上																	
2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上																	
6号炉及び7号炉	+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上																	
項目 (サブプレッションプール水位)	運転上の制限																	
1号炉	+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上																	
2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上																	
6号炉及び7号炉	+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
表46-2			表46-2			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A .サブレーションプールの水位が図46の領域Aの場合	A 1 .サブレーションプールの水位を制限値以内に復旧する。	24時間	A .サブレーションプールの水位が図46の領域Aの場合	A 1 .サブレーションプールの水位を制限値以内に復旧する。	24時間	
B .条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1 .高温停止にする。	24時間	B .条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1 .高温停止にする。	24時間	
	及び B 2 .冷温停止にする。	36時間		及び B 2 .冷温停止にする。	36時間	
C .サブレーションプールの水位が図46の領域Bの場合	C 1 .原子炉をスクラムする。	速やかに	C .サブレーションプールの水位が図46の領域Bの場合	C 1 .原子炉をスクラムする。	速やかに	



変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>(格納容器内の酸素濃度)</p> <p>第48条 原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの24時間及び原子炉を停止する時の原子炉の状態が起動になる前の24時間を除く。</p> <p>2. 格納容器内の酸素濃度が、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。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が第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48-2の措置を講じる。</p> <p>表48-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 1587 1225 1696"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>4%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉, 4号炉, 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 1776 1225 1885"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>3.5%以下</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	4%以下	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	3.5%以下	<p>(格納容器内の酸素濃度)</p> <p>第48条</p> <p><u>〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉〕</u></p> <p>原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの24時間及び原子炉を停止する時の原子炉の状態が起動になる前の24時間を除く。</p> <p>2. 格納容器内の酸素濃度が、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。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が第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48-2の措置を講じる。</p> <p><u>〔7号炉〕</u></p> <p><u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度<sup>1</sup>は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉の起動時にドライウェル点検を実施する場合は、ドライウェル点検後の原子炉の状態が起動となるまでの期間は運転上の制限を適用しない。また、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が1.8%を超えた時点から3日間、3.5%を超えた時点から24時間までの間は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</u></p> <p><u>2. 格納容器内の酸素濃度が、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。なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が1.8%を超えた場合は、格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施するとともに、5分毎に格納容器内の酸素濃度を監視する。さらに3.5%を超えた場合、酸素濃度が上昇するような確認運転等を中止し、24時間以内に酸素濃度を制限値内に復旧する。</u></p> <p><u>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</u></p> <p><u>3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が第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48-2の措置を講じる。</u></p> <p><u>1: 7号炉の格納容器内の酸素濃度監視に必要な設備は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-5-6)の運転上の制限も確認する。</u></p> <p>表48-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1587 2481 1696"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>4%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉, 4号炉, 6号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1776 2481 1885"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>3.5%以下</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	4%以下	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	3.5%以下	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	4%以下																	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	3.5%以下																	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	4%以下																	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	3.5%以下																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																			
<p>表48-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A . 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1 . 酸素濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> <tr> <td>B . 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1 . 高温停止にする。 及び B 2 . 冷温停止にする。</td> <td>2 4 時間  3 6 時間</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A . 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A 1 . 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	2 4 時間	B . 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1 . 高温停止にする。 及び B 2 . 冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間	<p><u>3 . 7号炉</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">格納容器内の酸素濃度</td> <td style="text-align: center;"><u>1 . 8 %以下<sup>2</sup></u></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;"><u>3 . 5 %以下<sup>3</sup></u></td> </tr> </tbody> </table> <p><u>2 : 格納容器圧力逃がし装置内における水素燃焼防止のための制限値。</u> <u>3 : 原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための制限値。</u></p> <p>表48-2</p> <p><u>1 . 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A . 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1 . 酸素濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> <tr> <td>B . 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1 . 高温停止にする。 及び B 2 . 冷温停止にする。</td> <td>2 4 時間  3 6 時間</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>2 . 7号炉</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><u>A . 格納容器内の酸素濃度が1 . 8 %以下を満足していないと判断した場合</u></td> <td><u>A 1 . 酸素濃度を1 . 8 %以内に復旧する措置を開始する。</u> 及び <u>A 2 . 格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施する。</u></td> <td><u>速やかに</u>  <u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td><u>B . 格納容器内の酸素濃度が3 . 5 %以下を満足していないと判断した場合</u></td> <td><u>B 1 . 酸素濃度を3 . 5 %以内に復旧する。</u></td> <td><u>2 4 時間</u></td> </tr> <tr> <td><u>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</u></td> <td><u>C 1 . 高温停止にする。</u> 及び <u>C 2 . 冷温停止にする。</u></td> <td><u>2 4 時間</u>  <u>3 6 時間</u></td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	<u>1 . 8 %以下<sup>2</sup></u>	<u>3 . 5 %以下<sup>3</sup></u>	条 件	要求される措置	完了時間	A . 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A 1 . 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	2 4 時間	B . 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1 . 高温停止にする。 及び B 2 . 冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間	条 件	要求される措置	完了時間	<u>A . 格納容器内の酸素濃度が1 . 8 %以下を満足していないと判断した場合</u>	<u>A 1 . 酸素濃度を1 . 8 %以内に復旧する措置を開始する。</u> 及び <u>A 2 . 格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	<u>B . 格納容器内の酸素濃度が3 . 5 %以下を満足していないと判断した場合</u>	<u>B 1 . 酸素濃度を3 . 5 %以内に復旧する。</u>	<u>2 4 時間</u>	<u>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</u>	<u>C 1 . 高温停止にする。</u> 及び <u>C 2 . 冷温停止にする。</u>	<u>2 4 時間</u>  <u>3 6 時間</u>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
条 件	要求される措置	完了時間																																			
A . 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A 1 . 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	2 4 時間																																			
B . 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1 . 高温停止にする。 及び B 2 . 冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間																																			
項 目	運転上の制限																																				
格納容器内の酸素濃度	<u>1 . 8 %以下<sup>2</sup></u>																																				
	<u>3 . 5 %以下<sup>3</sup></u>																																				
条 件	要求される措置	完了時間																																			
A . 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A 1 . 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	2 4 時間																																			
B . 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1 . 高温停止にする。 及び B 2 . 冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間																																			
条 件	要求される措置	完了時間																																			
<u>A . 格納容器内の酸素濃度が1 . 8 %以下を満足していないと判断した場合</u>	<u>A 1 . 酸素濃度を1 . 8 %以内に復旧する措置を開始する。</u> 及び <u>A 2 . 格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>																																			
<u>B . 格納容器内の酸素濃度が3 . 5 %以下を満足していないと判断した場合</u>	<u>B 1 . 酸素濃度を3 . 5 %以内に復旧する。</u>	<u>2 4 時間</u>																																			
<u>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</u>	<u>C 1 . 高温停止にする。</u> 及び <u>C 2 . 冷温停止にする。</u>	<u>2 4 時間</u>  <u>3 6 時間</u>																																			