

保安規定第65条

表65-12「電源設備」

65-12-4「可搬型直流電源設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)

添付-3 同等な性能機能を有する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1(準備時間)

65-1-2-4 可搬型直流電源設備 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。

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
可搬型直流電源設備	可搬型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 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	B1-115V系充電器（SA）	※1
	SA用115V系充電器	※1
	高圧発電機車	※2
	タンクローリ	※3
	ガスタービン発電機用軽油タンク	※3
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	※3
運転 起動 高温停止	230V系充電器（常用）	1個

- ※1：第65条（65-1-2-3 所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備）において運転上の制限等を定める。
- ※2：第65条（65-1-2-2 可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。
- ※3：第65条（65-1-2-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1.14）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、可搬型直流電源設備による電源系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

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

④ 可搬型直流電源設備のうちB1-115V系充電器（SA）およびSA用115V系充電器は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。

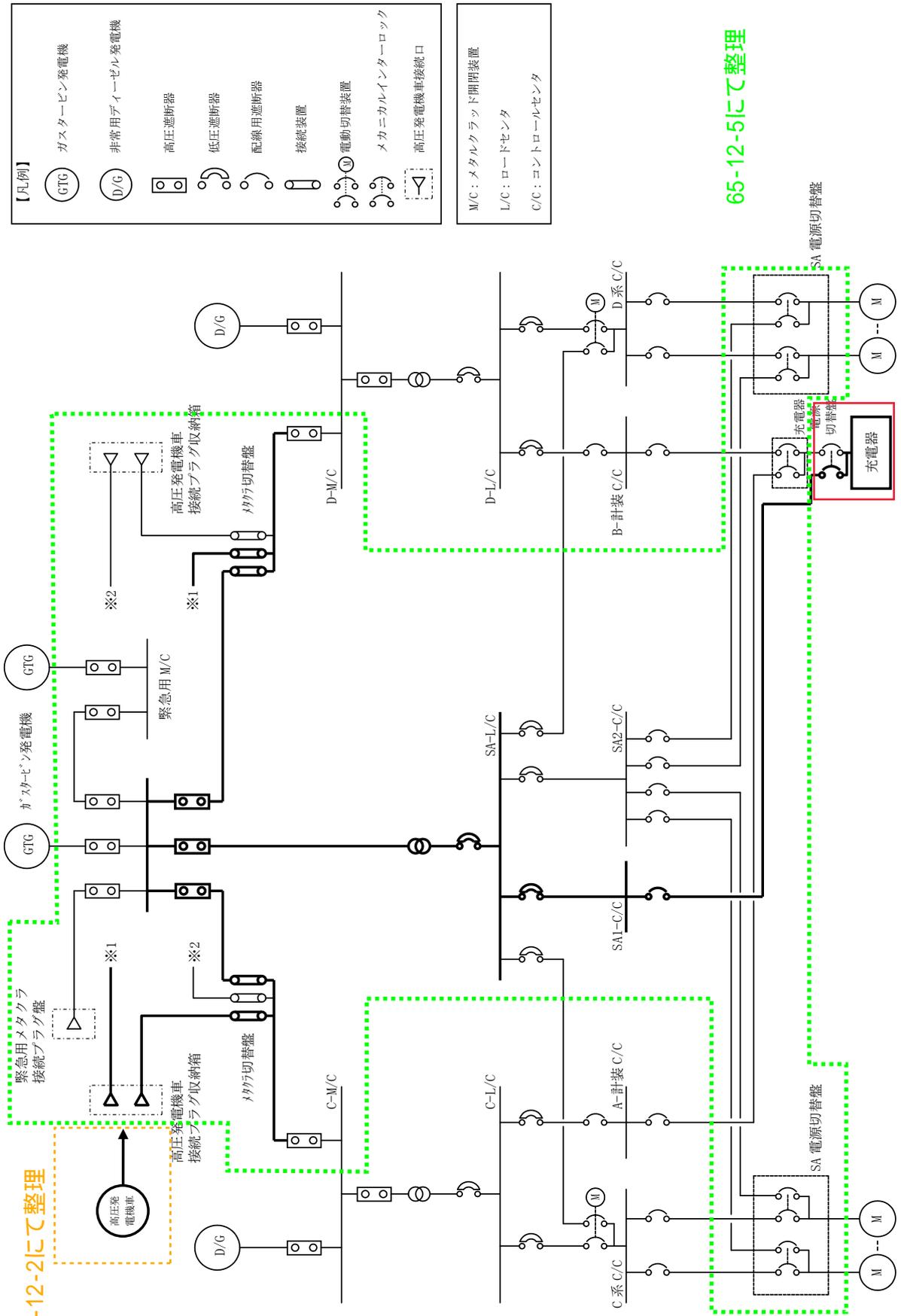
また、可搬型直流電源設備のうち230V系充電器（常用）は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、第41条（原子炉隔離時冷却系）の必要な機器に電源を供給する設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

⑤ ②に含まれる設備

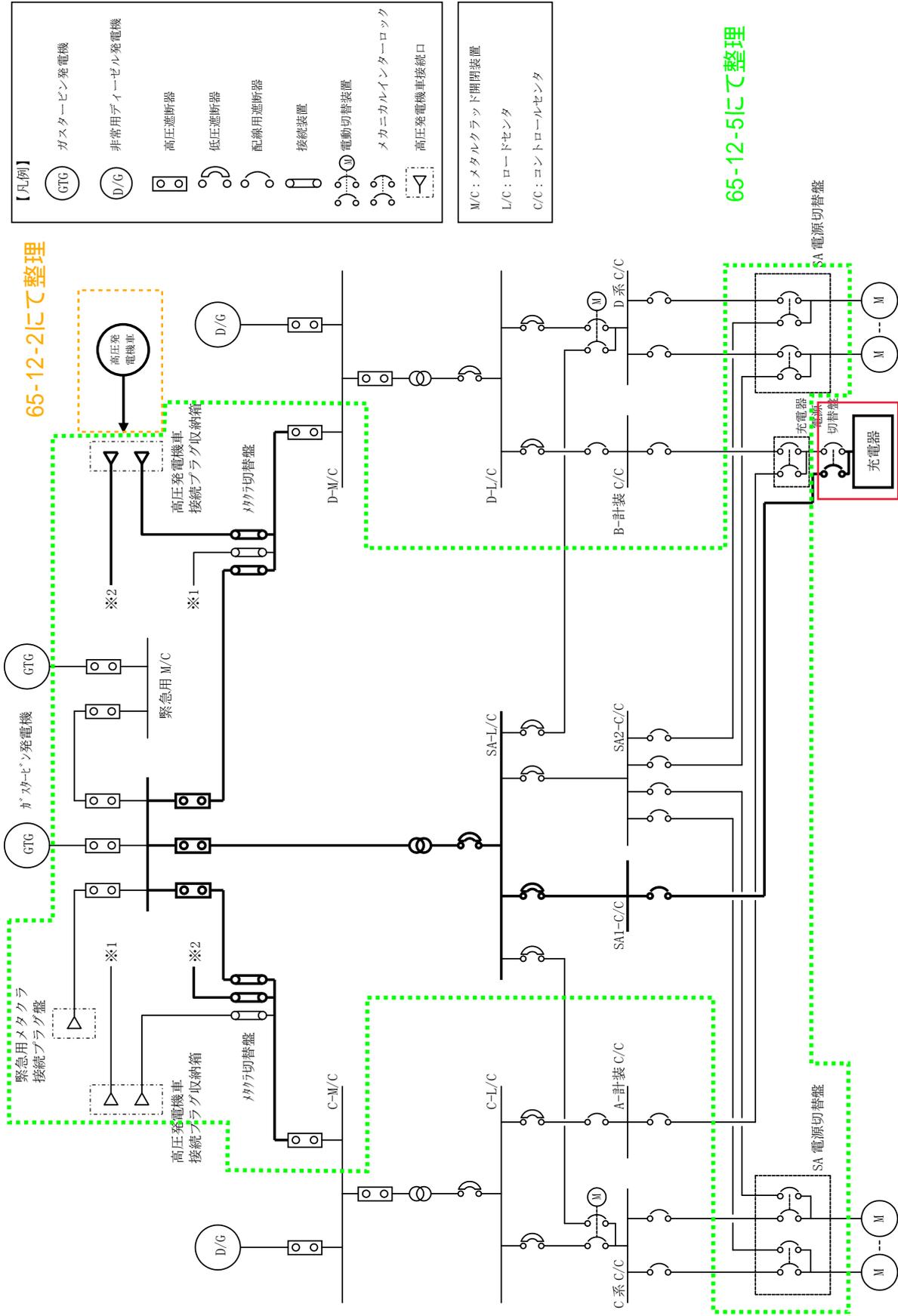
⑥ 230V系充電器（常用）は1個設置されており、その数を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）

保安規定 第65条 条文				記載の説明	備考
(2) 確認事項				<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 2)</p> <p>a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。) 項目1が該当。 定事検停止時における直流電源設備の確認事項は、保安規定第61条 (直流電源その1) に設定されており、それを準用した対応とする。</p> <p>b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2が該当。 通常運転中における直流電源設備の確認事項は保安規定第61条 (直流電源その1) に設定されており、それを準用した対応とする。</p>	
(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. 230V系充電器 (常用) が動作不能の場合	A1. 当直長は、230V系蓄電池 (RCIC) が健全であることを確認することをおよび A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機B系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、230V系充電器 (RCIC) が健全であることを確認することをおよび A3. 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、230V系充電器 (RCIC) が健全であることを確認することをおよび A4. 当直長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3日間 30日間		
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間		
				<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。 230V系充電器 (常用) が動作不能の場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (2), (3))</p> <p>【運転、起動および高温停止】 A1. 230V系充電器 (常用) 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、230V系蓄電池 (RCIC) が健全であることを“速やかに”確認する。なお、確認対象の蓄電池については、原子炉隔離時冷却系への給電に使用する230V系蓄電池 (RCIC) を対象とする。 A2. 230V系充電器 (常用) が故障した場合、230V系充電器 (RCIC) 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B系が動作可能であることおよび230V系充電器 (RCIC) が健全であることとを“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非常用ディーゼル発電機B系、確認対象の充電器については230V系充電器 (RCIC) を対象とする。 A3. A2.と同様の考え方で、SA電源として常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。常設代替交流電源設備の準備時間は約1時間10分であり、原子炉隔離時冷却系への給電に使用する230V系蓄電池 (RCIC) 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。 A4. 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。 B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	

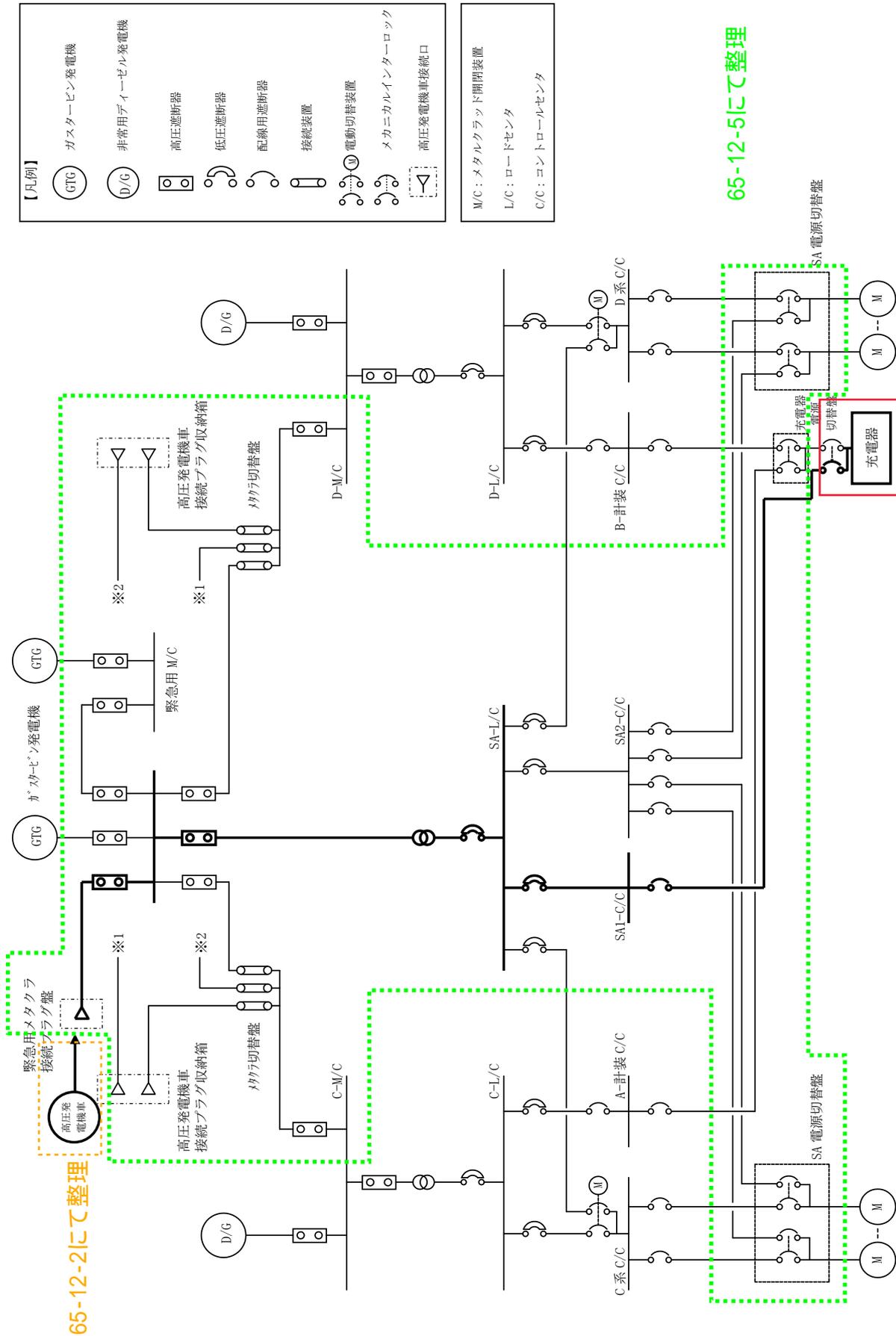
65-12-4の範囲
赤枠にて示す



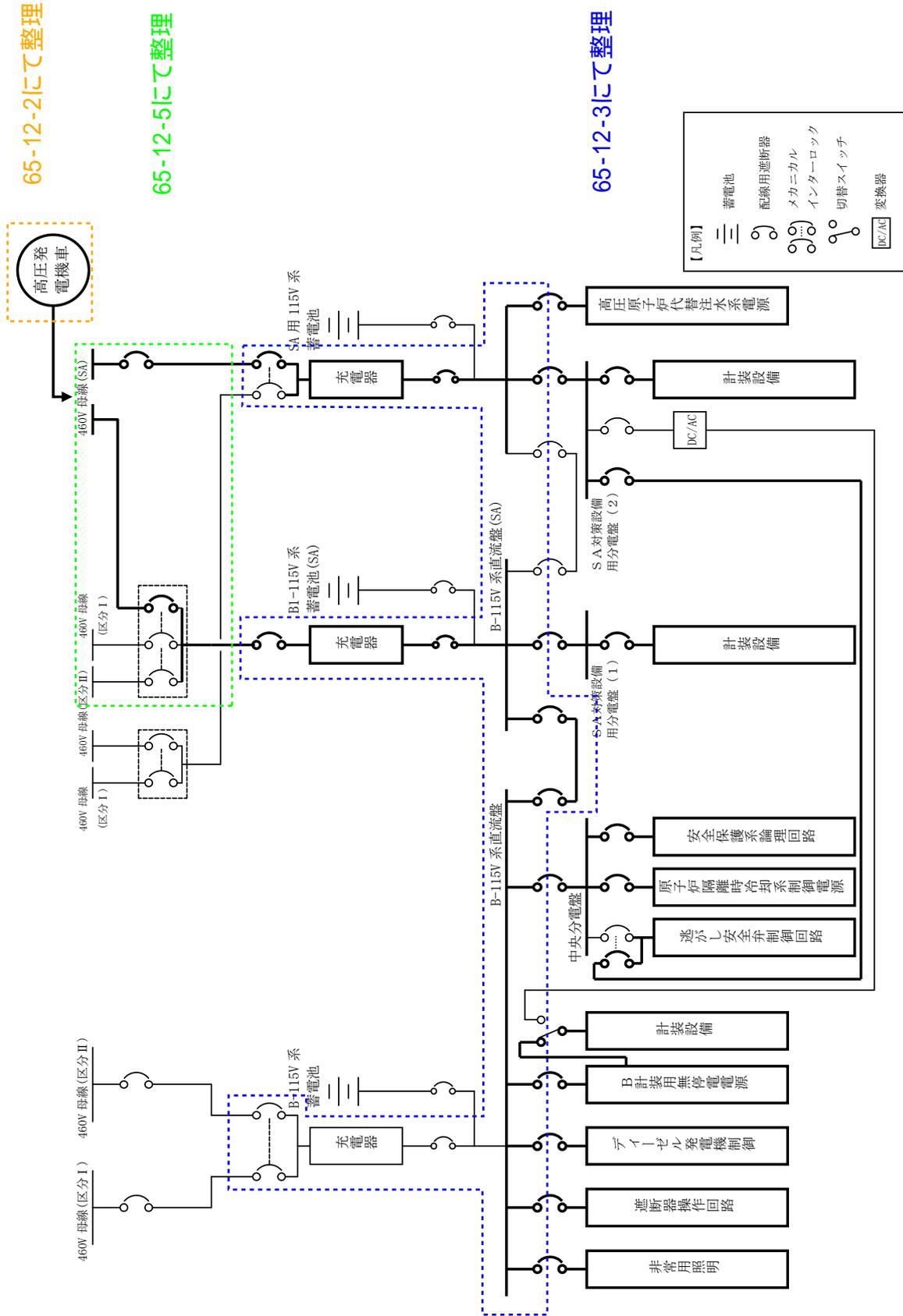
第 10.2-13 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) を經由して給電)



第 10.2-14 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) を經由して給電)



第 10.2-15 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤を経由して給電)

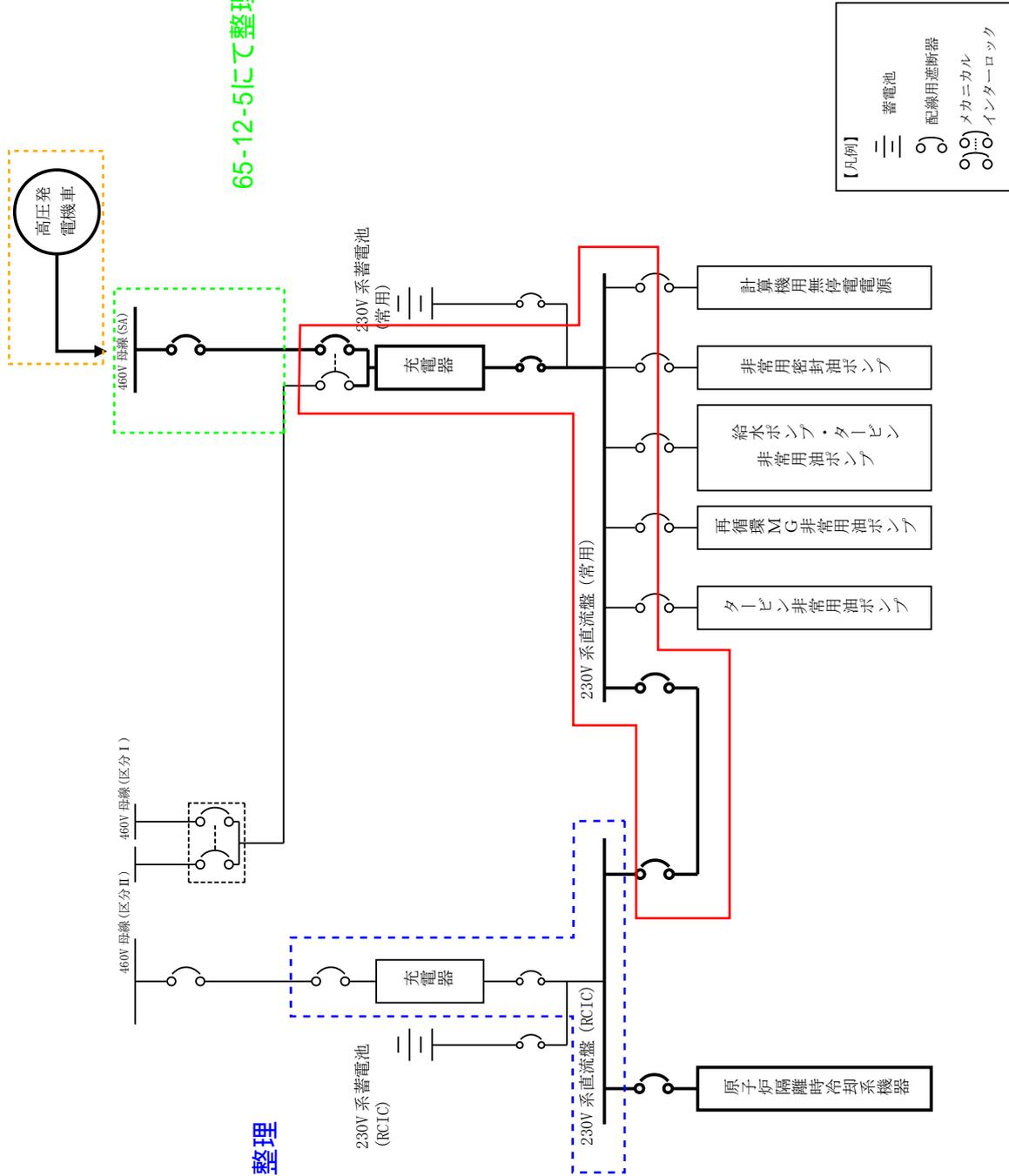


第 10.2-16 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(充電器 (B1-115V系充電器 (SA), SA用 115V系充電器を経由による給電))

65-12-2にて整理

65-12-5にて整理

65-12-3にて整理



第 10.2-17 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(充電器 (230V 系充電器 (常用)) を經由による給電)

電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

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

高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)は、想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)は想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) は, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

緊急用メタクラ, メタクラ切替盤, 高圧発電機車接続プラグ収納箱, 緊急用メタクラ接続プラグ盤, S A ロードセンタ, S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタは, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは, 設計基準事故対処設備と兼用しており, 設計基準事故対処設備としての容量が, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため, 設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

ガスタービン発電機用軽油タンクは, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

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

10.2.2.4 環境条件等

基本方針については, 「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

ガスタービン発電機, ガスタービン発電機用サービスタンク, ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用メタクラは, ガスタービン発電機建物内に設置し, 想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ガスタービン発電機の操作は, 想定される重大事故等時において, 中央

b. B1-115V系充電器 (SA)

個数	1
電圧	120V
電流	約200A

c. SA用115V系充電器

個数	1
電圧	120V
電流	約200A

d. 230V系充電器 (常用)

個数	1
電圧	240V
電流	約200A

e. ガスタービン発電機用軽油タンク

基数	1
容量	約560m ³

f. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基数	5
容量	約170m ³ /基 (2基) 約100m ³ /基 (3基)

g. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基数	1
容量	約170m ³

保安規定第65条

表65-12「電源設備」

65-12-5「代替所内電気設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数, 必要容量)

(2) 設計及び工事計画認可申請書 説明書(設定根拠)

65-12-5 代替所内電気設備①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
代替所内電気設備	代替所内電気設備※1からの給電系が使用可能であること※2※3

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
緊急用メタクラ		1個
メタクラ切替盤		2個
高圧発電機車接続プラグ収納箱		2個
緊急用メタクラ接続プラグ盤		1個
SAロードセンタ		1個
SA1コントロールセンタ		1個
SA2コントロールセンタ		1個
充電器電源切替盤		1個
SA電源切替盤		2個

※1：重大事故操作盤を含む。

※2：非常用交流高圧電源母線A系およびB系に給電できることを含む。

※3：非常用交流高圧電源母線A系およびB系が動作不能時は、第63条（所内電源系統その

1）および第64条（所内電源系統その2）の運転上の制限も確認する。

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1.代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを外観点検により確認する。	1箇月に1回	当直長

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

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）
 ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1.14）

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

④ 代替所内電気設備は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）

⑤ ②に含まれる設備

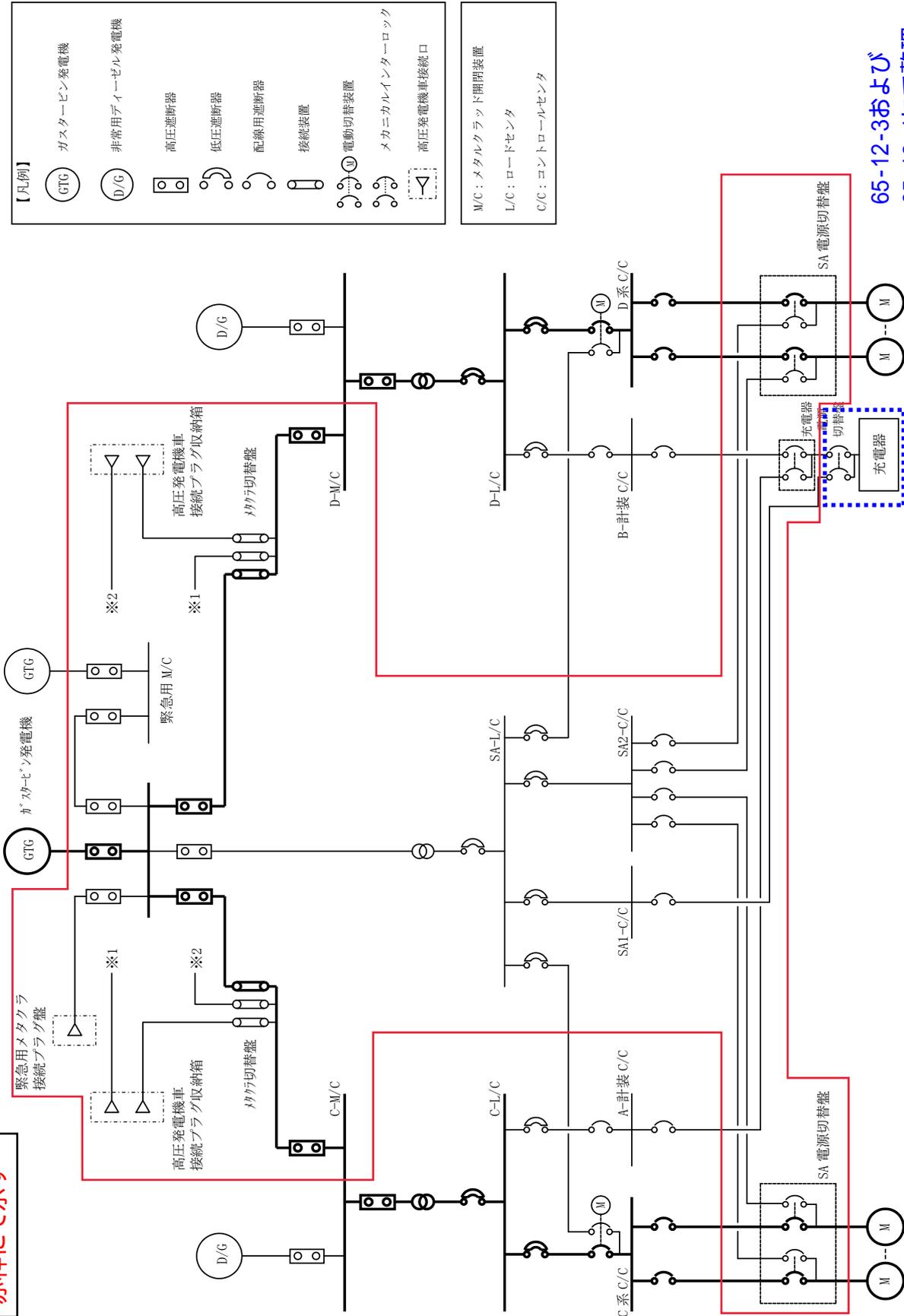
⑥ 代替所内電気設備は必要な負荷に電力を供給するため、緊急用メタクラ1個、メタクラ切替盤2個、高圧発電機車接続プラグ収納箱2個、緊急用メタクラ接続プラグ盤1個、SAロードセンタ1個、SA1コントロールセンタ1個、SA2コントロールセンタ1個、充電器電源切替盤1個およびSA電源切替盤2個を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2）

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

a. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）
 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき常設設備は1箇月に1回、外観点検により当該系統が使用可能であることを確認する。

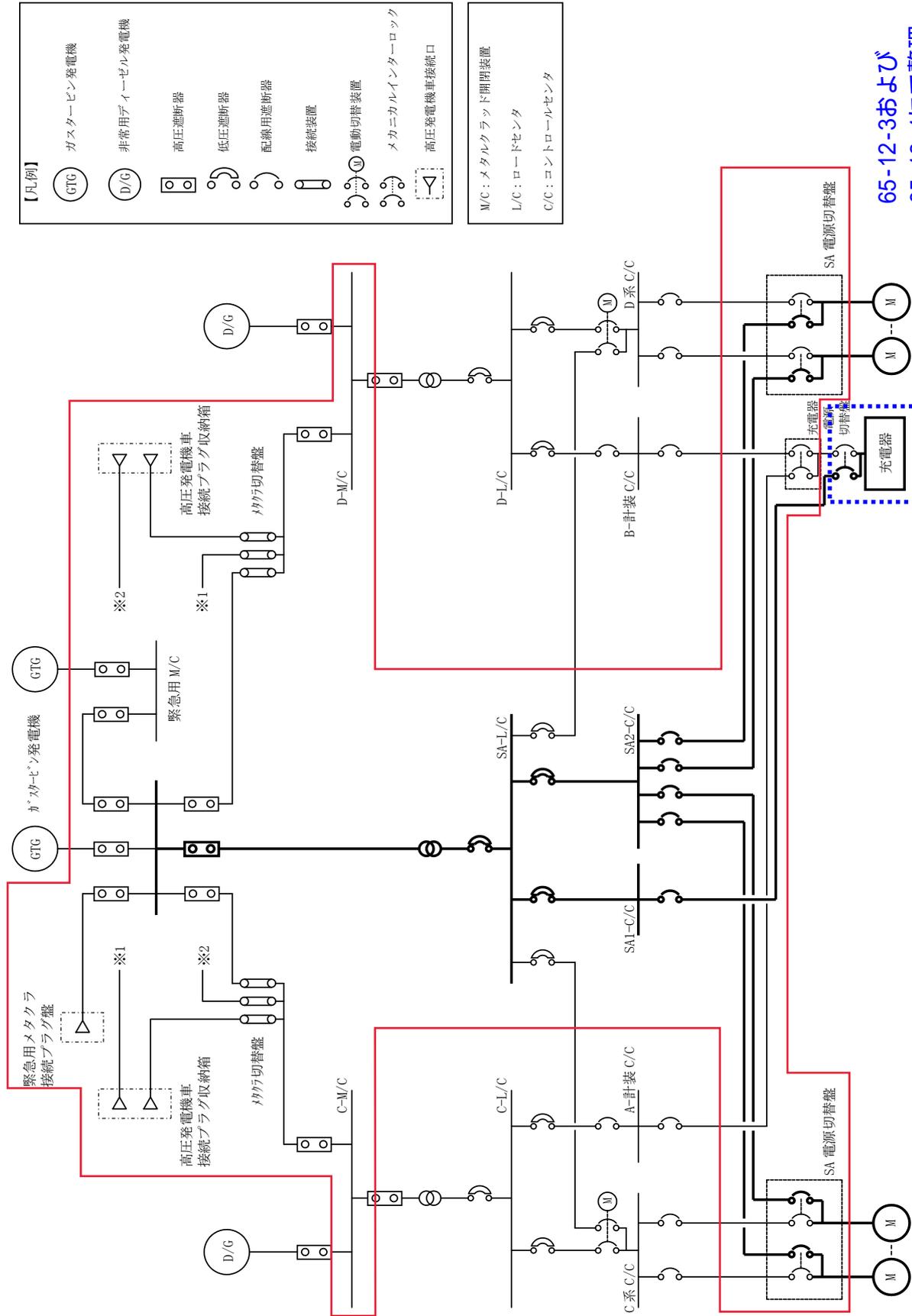
保安規定 第65条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置				
適用される 原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 緊急用メタクラが動作不能の場合	A1. 当直長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに	<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。代替所内電気設備は、1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))</p> <p>【運転, 起動および高温停止】</p> <p>A1. 緊急用メタクラは常設代替交流電源設備から受電することから、緊急用メタクラが動作不能の場合、“速やかに”常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。</p> <p>B1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用所内電気設備が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>B2. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止および燃料交換】</p> <p>A1. 【運転, 起動および高温停止】におけるA1.と同様。</p> <p>B1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>B2. 非常用所内電気設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p>
	B. 代替所内電気設備による電源系が動作不能の場合	B1. 当直長は、非常用所内電気設備が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	
	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
冷温停止 燃料交換	A. 緊急用メタクラが動作不能の場合	A1. 当直長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに	
	B. 代替所内電気設備による電源系が動作不能の場合	B1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 当直長は、非常用所内電気設備が動作可能であることを確認する。	速やかに	

65-12-5の範囲
赤枠にて示す



65-12-3および
65-12-4にて整理

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



65-12-3および
65-12-4にて整理

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

電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

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

高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)は、想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)は想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) は, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

緊急用メタクラ, メタクラ切替盤, 高圧発電機車接続プラグ収納箱, 緊急用メタクラ接続プラグ盤, S A ロードセンタ, S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタは, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは, 設計基準事故対処設備と兼用しており, 設計基準事故対処設備としての容量が, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため, 設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

ガスタービン発電機用軽油タンクは, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

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

10.2.2.4 環境条件等

基本方針については, 「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

ガスタービン発電機, ガスタービン発電機用サービスタンク, ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用メタクラは, ガスタービン発電機建物内に設置し, 想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ガスタービン発電機の操作は, 想定される重大事故等時において, 中央

2.12 緊急用メタクラ

名	称	<u>緊急用メタクラ</u>
容	量	A/個 1200
個	数	— 1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他の発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用メタクラは、以下の機能を有する。

緊急用メタクラは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内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ために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又はメタクラ切替盤、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又は2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急用メタクラの母線電圧は、メタルクラッド開閉装置の電圧と同じ6900Vとする。

1. 容量の設定根拠

緊急用メタクラを重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計したガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

緊急用メタクラの電流は、ガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量のうち、より大きい容量を要するガスタービン発電機1個分の容量6000kVAに対し、以下のとおり502Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{6000}{\sqrt{3} \times 6.9} = 502.0 \approx 502$$

I：電流 (A)

Q：ガスタービン発電機の容量 (kVA) =6000

V：電圧 (kV) =6.9

したがって、緊急用メタクラの母線容量は、502Aを上回る1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急用メタクラは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1個設置する。

2.13 メタクラ切替盤

名	称	<u>メタクラ切替盤</u>	
容	量	A/個	1200
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メタクラ切替盤は、以下の機能を有する。

メタクラ切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内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ために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又は2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、メタクラ切替盤の電圧は、下流に設置されているメタルクラッド開閉装置の電圧と同じ6900Vとする。

1. 容量の設定根拠

メタクラ切替盤を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計したガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

メタクラ切替盤の電流は、ガスタービン発電機又は高圧発電機車の容量のうち、より大きい容量を要するガスタービン発電機1個分の容量6000kVAに対し、以下のとおり502Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{6000}{\sqrt{3} \times 6.9} = 502.0 \cong 502$$

I：電流 (A)

Q：ガスタービン発電機の容量 (kVA) =6000

V：電圧 (kV) =6.9

したがって、メタクラ切替盤の容量は、502Aを上回る1200A/個とする。

2. 容量の設定根拠

メタクラ切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列1個とし、合計2個設置する。

2.14 高圧発電機車接続プラグ収納箱

名	称	高圧発電機車接続プラグ収納箱	
容	量	A/個	1200
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高圧発電機車接続プラグ収納箱は、以下の機能を有する。

高圧発電機車接続プラグ収納箱は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内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ために設置する。

系統構成は、設計基準事故等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、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又は2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、高圧発電機車接続プラグ収納箱の電圧は、上流に接続する高圧発電機車の電圧と同じ6600Vとする。

1. 容量の設定根拠

高圧発電機車接続プラグ収納箱を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。

高圧発電機車接続プラグ収納箱の電流は、高圧発電機車3個分の容量1500kVAに対し、以下のとおり132Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{1500}{\sqrt{3} \times 6.6} = 131.2 \approx 132$$

I：電流（A）

Q：高圧発電機車3個分の容量（kVA）=1500

V：電圧（kV）=6.6

したがって、高圧発電機車接続プラグ収納箱の容量は、132Aを上回る1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

高圧発電機車接続プラグ収納箱は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数に位置的分散を考慮し、合計2個設置する。

2.15 緊急用メタクラ接続プラグ盤

名	称	緊急用メタクラ接続プラグ盤	
容	量	A/個	1200
個	数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用メタクラ接続プラグ盤は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急用メタクラ接続プラグ盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内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ために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ又は緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>なお、緊急用メタクラ接続プラグ盤の電圧は、上流に接続する高圧発電機車の電圧と同じ6600Vとする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急用メタクラ接続プラグ盤を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した高圧発電機車の容量を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用メタクラ接続プラグ盤の電流は、高圧発電機車3個分の容量1500kVAに対し、以下のとおり132Aである。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{1500}{\sqrt{3} \times 6.6} = 131.2 \approx 132$ <p>I：電流 (A) Q：高圧発電機車3個分の容量 (kVA) =1500 V：電圧 (kV) =6.6</p> <p>したがって、緊急用メタクラ接続プラグ盤の容量は、132Aを上回る1200A/個とする。</p>			

2. 個数の設定根拠

緊急用メタクラ接続プラグ盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1個設置する。

2.16 SA ロードセンタ

名	称	SA ロードセンタ
容	量	A/個 1200
個	数	— 1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA ロードセンタは、以下の機能を有する。

SA ロードセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内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ために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタを経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタを経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA ロードセンタの電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に合わせ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

SA ロードセンタを重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている緊急用メタクラから供給される容量を下流に設置されている各負荷へ供給できる設計とする。

SA ロードセンタの負荷容量を表 1 に示す。

表 1 SA ロードセンタの負荷容量

負荷名称	負荷容量 (kVA)
低圧原子炉代替注水ポンプ	237
SA1 コントロールセンタ	266
SA2 コントロールセンタ	143
合計	646

したがって、SA ロードセンタの負荷容量 646kVA に対し、電流は以下のとおり 811A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{646}{\sqrt{3} \times 0.46} = 810.8 \approx 811$$

I : 電流 (A)

Q : SA ロードセンタの容量 (kVA) = 646

V : 電圧 (kV) = 0.46

以上により、SA ロードセンタの母線容量は 811A を上回る 1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

SA ロードセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1個設置する。

2.17 SA1 コントロールセンタ

名	称	SA1 コントロールセンタ
容	量	A/個 400
個	数	— 1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA1 コントロールセンタは、以下の機能を有する。

SA1 コントロールセンタは、設計基準事故等対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内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ために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタを経由して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタを経由して必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA1 コントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されている SA ロードセンタの電圧と同じ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

SA1 コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている SA ロードセンタから供給される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。

SA1 コントロールセンタの負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、負荷容量の合計は、156kW 及び 71kVA となることから、容量は以下のとおり 266kVA となる。

$$Q = \frac{P1}{Pf} + P2 = \frac{156}{0.8} + 71 = 266$$

Q：容量 (kVA)

P1：必要負荷 (kW) = 156

P2：必要負荷 (kVA) = 71

Pf：力率 (平均) = 0.8

したがって、SA1 コントロールセンタの負荷容量 266kVA に対し、電流は以下のとおり 334A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{266}{\sqrt{3} \times 0.46} = 333.8 \approx 334$$

I : 電流 (A)

Q : SA1 コントロールセンタの容量 (kVA) = 266

V : 電圧 (kV) = 0.46

以上により、SA1 コントロールセンタの母線容量は 334A を上回る 400A/個とする。

表 1 SA1 コントロールセンタの負荷容量

負荷名称	負荷容量 (kW)
SA 用 115V 系充電器	24
230V 系充電器 (常用)	48
B1-115V (SA) 充電器電源切替盤	24
低圧原子炉代替注水設備 非常用送風機	15
第 1 フィルタベント設備ドレン移送ポンプ	11
第 1 ベントフィルタ格納槽排水ポンプ	30
第 1 ベントフィルタ格納槽非常用送風機	3.7
合 計*	156
負荷名称	負荷容量 (kVA)
代替注水設備 空調換気制御盤 (SA)	0.2
第 1 ベントフィルタ出口分析計車 接続プラグ収納箱	25
重大事故設備交流電源用変圧器盤	25
第 1 ベントフィルタスクラバ水分析計盤	20
合 計*	71

注記* : 負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

2. 個数の設定根拠

SA1 コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.18 SA2 コントロールセンタ

名	称	SA2 コントロールセンタ
容	量	A/個 400
個	数	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する SA2 コントロールセンタは、以下の機能を有する。

SA2 コントロールセンタは、設計基準事故等対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内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ために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタを経由して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタを経由して必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA2 コントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されている SA ロードセンタの電圧と同じ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

SA2 コントロールセンタを重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている SA ロードセンタから供給される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。

SA2 コントロールセンタの負荷容量を表 1 に示す。

表 1 より、負荷容量の合計は、90kW 及び 30kVA となることから、容量は以下のとおり 143kVA となる。

$$Q = \frac{P1}{Pf} + P2 = \frac{90}{0.8} + 30 = 142.5 \approx 143$$

Q：容量 (kVA)

P1：必要負荷 (kW) = 90

P2：必要負荷 (kVA) = 30

Pf：力率 (平均) = 0.8

したがって、SA2 コントロールセンタの負荷容量 143kVA に対し、電流は以下のとおり 180A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{143}{\sqrt{3} \times 0.46} = 179.4 \approx 180$$

I : 電流 (A)

Q : SA2 コントロールセンタの容量 (kVA) = 143

V : 電圧 (kV) = 0.46

以上により、SA2 コントロールセンタの母線容量は 180A を上回る 400A/個とする。

表 1 SA2 コントロールセンタの負荷容量

負荷名称	負荷容量 (kW)
残留熱代替除去ポンプ	75
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	15
合 計	90
負荷名称	負荷容量 (kVA)
無線通信設備電源切替盤	5
衛星電話設備電源切替盤	5
格納容器水素／酸素計測用電源盤	20
合 計	30

2. 容量の設定根拠

SA2 コントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1個設置する。

2.19 充電器電源切替盤

名	称	充電器電源切替盤	
容	量	A/個	225
個	数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する充電器電源切替盤は、以下の機能を有する。

充電器電源切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内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ために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ又は2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置を経由し、充電器電源切替盤へ接続することにより、下流に設置されているB1-115V系充電器（SA）に必要な電力を供給できる設計とする。

なお、充電器電源切替盤の電圧は、上流に設置されているコントロールセンタの電圧と同じ460Vとする。

1. 容量の設定根拠

充電器電源切替盤を重大事故等時に使用する場合についての容量設定根拠を以下に示す。

充電器電源切替盤は、上流に設置されているSA1コントロールセンタから供給される容量を下流に設置されている各負荷に供給できる設計とする。

下流に設置されているB1-115V系充電器（SA）の容量24kWに対し、容量は以下のとおり30kVAとなる。

$$Q = \frac{P1}{Pf} = \frac{24}{0.8} = 30$$

Q：容量（kVA）

P1：必要負荷（kW）=24

Pf：力率（平均）=0.8

したがって、B1-115V系充電器（SA）の負荷容量 30kVA に対し、電流は以下のとおり 38A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{30}{\sqrt{3} \times 0.46} = 37.6 \approx 38$$

I：電流（A）

Q：必要容量（kVA）= 30

V：電圧（kV）= 0.46

以上より、充電器電源切替盤の容量は、下流に設置されている B1-115V 系充電器（SA）の容量 38A を上回る 225A/個とする。

2. 個数の設定根拠

充電器電源切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1個設置する。

2.20 SA 電源切替盤

名	称	SA 電源切替盤
容	量	A/個 50
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 SA 電源切替盤は、以下の機能を有する。

SA 電源切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内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ために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタを経由し、SA 電源切替盤へ接続することにより、下流に設置されている必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ、SA ロードセンタ、SA2 コントロールセンタ、SA 電源切替盤を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、SA 電源切替盤の母線電圧は、上流に設置されているコントロールセンタの電圧と同じ 460V とする。

1. 容量の設定根拠

SA 電源切替盤を重大事故等時に使用する場合は、コントロールセンタの下流に設置されている電動弁の容量を供給できる設計とする。

SA 電源切替盤の容量は、電動弁に電力を供給する配線用遮断器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となる容量を基に設計する。

配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となるのは、A(B)-RHR 注水弁の 8.7kW である。

したがって、SA 電源切替盤の容量は、A(B)-RHR 注水弁の負荷容量 8.7kW に対して、以下のとおり 14A を上回る 50A/個とする。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot \text{Pf}} = \frac{8.7}{\sqrt{3} \times 0.46 \times 0.8} = 13.6 \approx 14$$

I : 電流 (A)

Q : 容量 (kW) = 8.7

V : 電圧 (kV) = 0.46

Pf : 力率 (平均) = 0.8

2. 個数の設定根拠

SA 電源切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

保安規定第 6 5 条

表 6 5 - 1 2 「電源設備」

6 5 - 1 2 - 6 「燃料補給設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する 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) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

6.5-1-2-6 燃料補給設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
燃料補給設備	(1) ガスタービン発電機用軽油タンクレベルが所要値以上であること※ ¹ (2) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であること※ ² (3) 所要数のタンクローリが動作可能であること※ ³

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要値・所要数 ⑥
運転	ガスタービン発電機用軽油タンク	6,219mm 以上
起動	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク※ ⁴	721m ³ 以上※ ⁵
高温停止		
低温停止		
燃料交換	タンクローリ	1 台

※1：常設代替交流電源設備が運転中および運転終了後2日間は除く。

※2：非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間は除く。なお、非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系および高圧炉心スプレイス系のディーゼル発電機をいう。

※3：必要なホースを含む。

※4：非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が必要量確保されていない場合は、第60条（非常用ディーゼル発電機燃料油等）の運転上の制限も確認する。

※5：非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク6基の燃料貯蔵量の合計値

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

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、ガスタービン発電機用軽油タンクレベルまたは非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることおよび重大事故等の対処において使用する重大事故等対処設備の運転に必要な燃料を運搬するタンクローリが動作可能であることを運転上の制限とする。ただし、非常用ディーゼル発電機または常設代替交流電源設備が運転中および運転終了後の2日間は除く、（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

・ 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14）

「電源設備（手順等）」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、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（手順等を定める）こと。

④ 燃料補給設備は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な重大事故等対処設備に対し燃料供給を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ ガスタービン発電機用軽油タンクは重大事故等時に必要な各機器（ガスタービン発電機、大量送水車等）を7日間運転継続するために可能な容量であるガスタービン発電機用軽油タンクレベル6,219mm 以上、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは重大事故等時に必要な各機器（非常用ディーゼル発電機、大量送水車等）を7日間運転継続するために可能な容量である非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量721m³ 以上を所要値とする。

タンクローリは1N要求設備であり、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に燃料を補給できる容量を有するものとして、1セット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	頻度	担当
1. ガスタービン発電機用軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1箇月に1回	当直長
2. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることを確認する。	1箇月に1回	当直長
3. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. ガスタービン発電機用軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	A1. 当直長は、ガスタービン発電機用軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間
B. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値を満足していない場合	B1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量を所要値内に回復させる。	2日間
C. 動作可能なタンクローリが所要数を満足していない場合	C1. 課長(タービン)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 課長(タービン)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 ^{※7} 。	2日間
D. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※8} を動作不能 ^{※9} とみなす。	速やかに
E. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 課長(タービン)は、タンクローリによる燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※8} を動作不能 ^{※9} とみなす。	速やかに

※6：代替品の補充等をいう。

※7：2日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、2日間を超えたとしても条件Dには移行しない。

※8：燃料補給を有する重大事故等対処設備とは、以下をいう。

ガスタービン発電機用軽油タンク；高圧発電機車、可搬式窒素供給装置、大型送水ポンプ車および大量送水車ならびにガスタービン発電機
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク；高圧発電機車、可搬式窒素供給装置、大型送

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

a. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目1, 2, 3が該当。
「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき常設設備は1箇月に1回、可搬型設備は3箇月に1回、動作可能であることを確認する。

⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。

ガスタービン発電機用軽油タンクおよび非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクが所要値を満足していない場合ならびに動作可能なタンクローリが所要数を満足しなくなった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2), (3))

【運転、起動および高温停止】

A1. 当該設備を使用可能な状態に復旧する。完了時間は保安規定第60条(非常用ディーゼル発電機燃料油等)においてタンクレベル等が制限値を満足していない場合の要求される措置の完了時間「2日間」の設定を準用し、「2日間」とする。

B1., C1 A1.と同様。

C2. 当該設備の機能を補完する代替措置(タンクローリ、ドラム缶・トラック・要員の確保等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は上記のA1.と同様「2日間」とする。

D1., E1. 保安規定第60条(非常用ディーゼル発電機燃料油等)の完了時間内に達成できない場合の要求される措置の完了時間“速やかに”の設定を準用し、燃料補給を有する重大事故等対処設備を“速やかに”動作不能とみなし、当該設備に適用される運転上の制限を満足しない場合の措置を実施する。

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考
<p>水ポンプ車および大量送水車 タンクローリ；高圧発電機車，可搬式窒素供給装置，大型送水ポンプ車および大量送水車</p> <p>※9：燃料補給を要する重大事故等対処設備の運転上の制限は個別に適用される。</p>		

③⑤ ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁／閉止フランジ

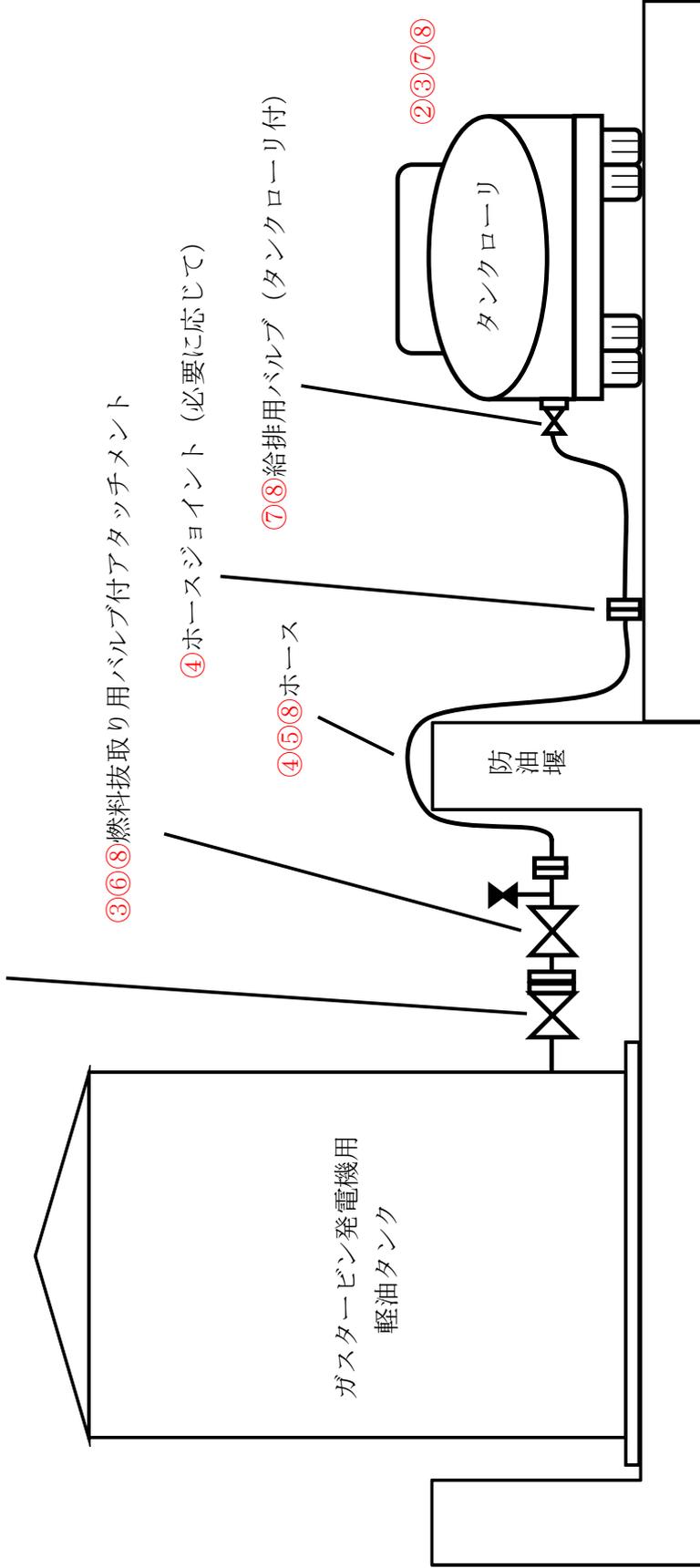
③⑥⑧ 燃料抜取り用バルブ付アタッチメント

④ ホースジョイント (必要に応じて)

④⑤⑧ ホース

⑦⑧ 給排用バルブ (タンクローリ付)

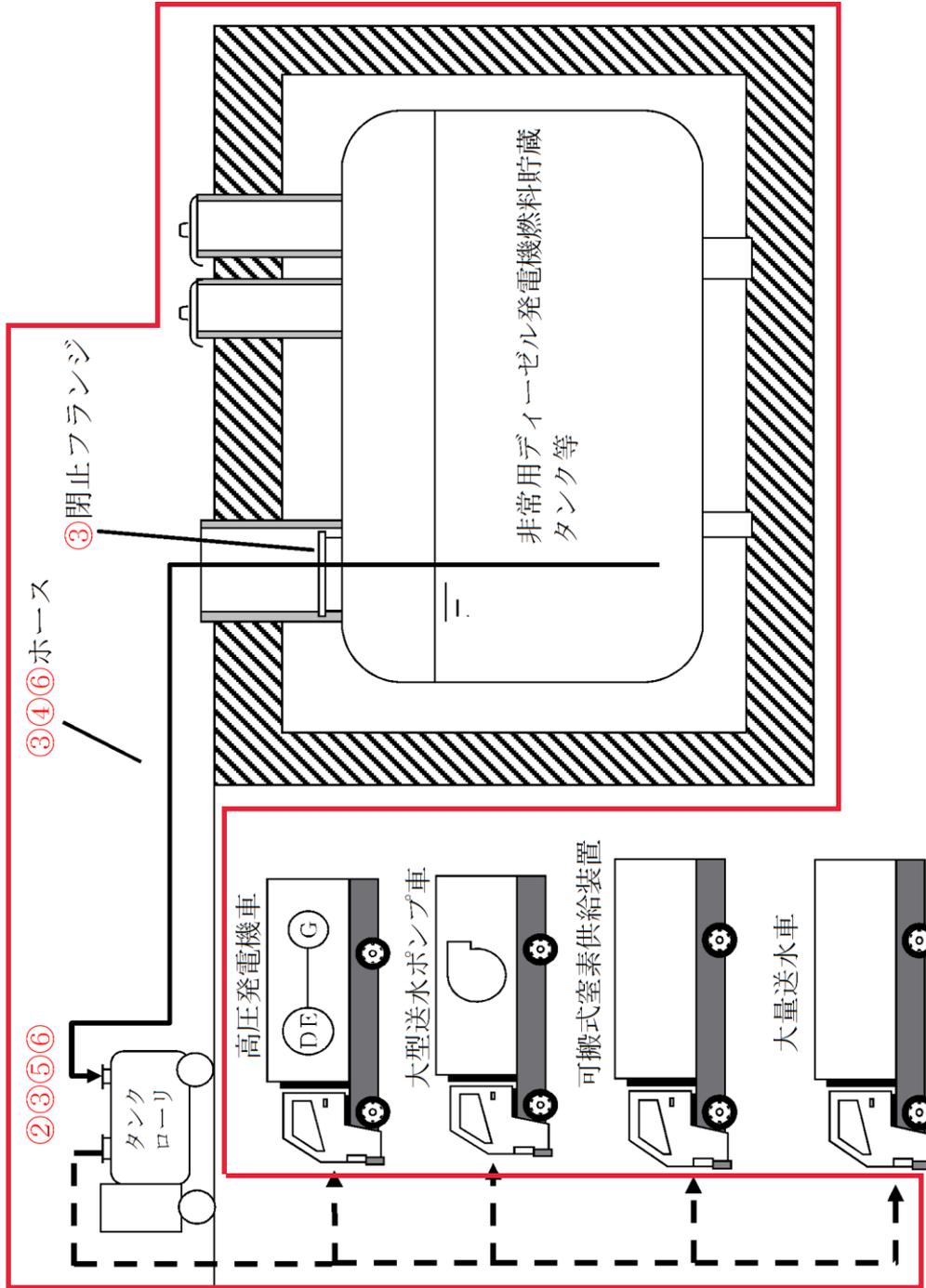
②③⑦⑧



記載例 ○：操作手順番号を示す。

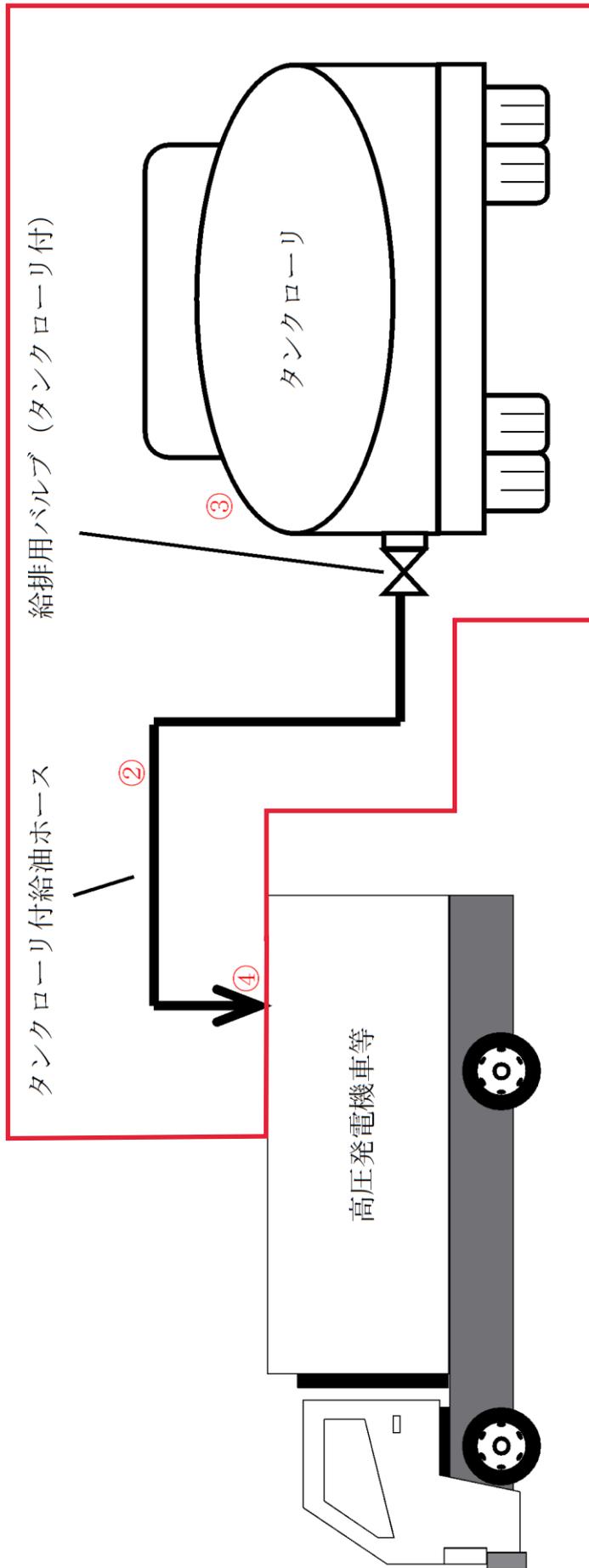
65-12-6の範囲
赤枠にて示す

第 1.14-55 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給 (ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給) 概要図



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.14-57 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
(非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給) 概要図



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.14-59 図 タンクローリーから各機器等への給油 概要図

電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

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

高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、2セット6台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計7台を保管する。

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)は、想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)は想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

B 1 -115V 系充電器 (S A), S A用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) は, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

緊急用メタクラ, メタクラ切替盤, 高圧発電機車接続プラグ収納箱, 緊急用メタクラ接続プラグ盤, S Aロードセンタ, S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタは, 想定される重大事故等時において, 必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは, 設計基準事故対処設備と兼用しており, 設計基準事故対処設備としての容量が, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため, 設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

ガスタービン発電機用軽油タンクは, 想定される重大事故等時において, その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が, 事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

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

10.2.2.4 環境条件等

基本方針については, 「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

ガスタービン発電機, ガスタービン発電機用サービスタンク, ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用メタクラは, ガスタービン発電機建物内に設置し, 想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ガスタービン発電機の操作は, 想定される重大事故等時において, 中央

第10.2-1表 代替電源設備の主要機器仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. ガスタービン発電機

ガスタービン

台数	1 (予備1)
使用燃料	軽油
出力	約5,200kW/台

発電機

台数	1 (予備1)
種類	同期発電機
容量	約6,000kVA/台
力率	0.8
電圧	6.9kV
周波数	60Hz

b. ガスタービン発電機用サービスタンク

基数	1 (予備1)
容量	約7.9m ³ /基

c. ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

台数	1 (予備1)
容量	約4.0m ³ /h/台

d. ガスタービン発電機用軽油タンク

基数	1
容量	約560m ³

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 高圧発電機車

機関

台 数 6 (予備 1)

使用燃料 軽油

発電機

台 数 6 (予備 1)

種 類 同期発電機

容 量 約500kVA/台

力 率 0.8

電 圧 6.6kV

周 波 数 60Hz

b. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数 1

容 量 約560m³

c. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数 5

容 量 約170m³/基 (2基)約100m³/基 (3基)

d. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数 1

容 量 約170m³

e. タンクローリ

台数	1 (予備1)
容量	約3.0m ³ /台

(3) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

a. B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池 (SA)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

組数	1
電圧	115V
容量	約4,500Ah

(B-115V系蓄電池：約3,000Ah B1-115V系蓄電池 (SA)：約1,500Ah)

b. 230V系蓄電池 (RCIC)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

組数	1
電圧	230V
容量	約1,500Ah

c. SA用115V系蓄電池

組数	1
電圧	115V
容量	約1,500Ah

d. B-115V系充電器及びB1-115V系充電器 (SA)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

個 数	2
電 圧	120V
電 流	約400A及び約200A

e. 230V系充電器 (R C I C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

個 数	1
電 圧	240V
電 流	約200A

f. S A用115V系充電器

個 数	1
電 圧	120V
電 流	約200A

(4) 可搬型直流電源設備

a. 高圧発電機車

機関

台 数	6 (予備 1)
使用燃料	軽油

発電機

台 数	6 (予備 1)
種 類	同期発電機
容 量	約500kVA/台
力 率	0.8
電 圧	6.6kV
周 波 数	60Hz

b. B1-115V系充電器 (SA)

個 数	1
電 圧	120V
電 流	約200A

c. SA用115V系充電器

個 数	1
電 圧	120V
電 流	約200A

d. 230V系充電器 (常用)

個 数	1
電 圧	240V
電 流	約200A

e. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数	1
容 量	約560m ³

f. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数	5
容 量	約170m ³ /基 (2基)
	約100m ³ /基 (3基)

g. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数	1
容 量	約170m ³

h. タンクローリ

台 数	1 (予備 1)
容 量	約3.0m ³ /台

(5) 燃料補給設備

a. ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数	1
容 量	約560m ³

b. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数	5
容 量	約170m ³ /基 (2基)
	約100m ³ /基 (3基)

c. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備 (通常運転時等)
- ・非常用電源設備 (重大事故等時)

基 数	1
容 量	約170m ³

d. タンクローリ

台 数	1 (予備 1)
容 量	約3.0m ³ /台

設定根拠

関連箇所を下線にて示す

ガスタービン発電機用軽油タンクについては、以降の下線（SA7日間必要量 + 無効容量）を足し合わせた容量に、更に自主設備等の必要容量も加えた容量にてレベル管理する。

名	称	<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>
容	量	kl/個
		<input type="text"/> 以上 (560)
最	高	使用
圧	力	MPa
		静水頭
最	高	使用
温	度	℃
		66
個	数	—
		1

【設 定 根 拠】

(概 要)

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

ガスタービン発電機用軽油タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するガスタービン発電機の燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタへ接続し必要な電力を供給するため、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いてガスタービン発電機用サービスタンクへ燃料を供給できる設計とする。

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するガスタービン発電機用軽油タンクは、以下の機能を有する。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。

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

S2 補 VI-1-1-5-8-1 RI

【設定根拠】(続き)

ガスタービン発電機用軽油タンクは、重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用するガスタービン発電機用軽油タンクの容量は、必要な各機器を7日間運転継続可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

① 重大事故対処設備を7日間連続運転の燃料消費量	:	<input type="text"/> kℓ
② 試験で使用する容量	:	<input type="text"/> kℓ
③ 無効容量	:	<input type="text"/> kℓ
④ 合計	:	<input type="text"/> kℓ

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、ガスタービン発電機用軽油タンクの燃料消費量が最大となる「霧因気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」、「水素燃焼」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」又は「溶融炉心・コンクリート相互作用」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

下表より、使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は、 kℓとなる。

以上より、ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は、7日間運転継続した場合に必要な燃料である kℓを上回る kℓとする。

公称値については、要求される容量 kℓを上回る560kℓ/個とする。

【設定根拠】(続き)

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kℓ/h)	①×②×168時間 燃料消費量 (kℓ/168時間)
大量送水車	1	0.0677* ²	11.4
ガスタービン発電機* ¹	1	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
大型送水ポンプ車	1	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
可搬式窒素供給装置用発電設備	1	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
計			<input type="text"/>

注記*1: ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は保守的に考慮せず, ガスタービン発電機用軽油タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

*2: 大量送水車の燃料消費率は, 取水用ポンプと送水用ポンプの定格運転における燃料消費率の合計

*3: 定格運転における燃料消費率

2. 最高使用圧力の設定根拠

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

3. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクを重大事故等時において使用する場合は, ガスタービン発電機用軽油タンクが開放型タンクであることから, 外気の温度*⁴を上回る66℃とする。

注記*4: 外気の温度は, 松江市の過去最高気温(38.5℃)とする。

4. 個数の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクは, 重大事故等対処設備として必要な各機器が7日間運転継続可能な燃料を貯蔵するために必要なものを1個設置する。

非常用ディーゼル燃料貯蔵タンクについては、以降の各タンクでの下線（SA7日間必要量 + 無効容量）を足し合わせた値を所要数として設定。

名	称	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク
容	量	kl/個
		 以上 (170)
最	高	使用
圧	力	MPa
		静水頭
最	高	使用
温	度	℃
		40
個	数	—
		2

【設 定 根 拠】

(概 要)

・ 設計基準対象施設

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として7日間の外部電源喪失を仮定しても、A-非常用ディーゼル発電設備の連続運転により必要となる電力を供給できるよう、燃料を貯蔵するために設置する。

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するA-非常用ディーゼル発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、A-非常用ディーゼル発電設備へA-ディーゼル燃料貯蔵タンクからA-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

S2 補 VI-1-1-5-8-1 R1

【設定根拠】(続き)

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、設計基準事故に対処するためにA-非常用ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

- ① A-非常用ディーゼル発電設備を定格で7日間運転可能な容量 : kl
- ② 試験で使用する容量 : kl
- ③ 無効容量 : kl
- ④ 合計 : kl

上記から、設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの必要容量は、kl/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、必要な各機器を7日間運転継続可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料消費量が最大となる「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA時注水機能喪失」、「想定事故1」又は「想定事故2」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

下表より、使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は、711.3klとなる。

以上より、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクの合計容量は、7日間運転継続した場合に必要な燃料である711.3klを上回る730klとする。なおA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量については、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク2個から供給することから設計基準対象施設の必要容量と同じkl/個以上とする。

公称値については、要求される容量klを上回る170kl/個とする。

S2 補 VI-1-1-5-8-1 R1

【設 定 根 拠】 (続き)

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kl/h)	①×②×168 時間 燃料消費量 (kl/168 時間)
大量送水車	1	0.0677*2	11.4
非常用ディーゼル発電機*1	2	<input type="text"/> *3	<input type="text"/>
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機*1	1	<input type="text"/> *3	<input type="text"/>
計			711.3

注記*1：A-ディーゼル燃料タンクの容量は保守的に考慮せず、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

*2：大量送水車の燃料消費率は、取水用ポンプと送水用ポンプの定格運転における燃料消費率の合計

*3：定格運転における燃料消費率

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから、外気の温度*4を上回る40℃とする。

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等で使用する場合の最高使用温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40℃とする。

注記*4：外気の温度は、松江市の過去最高気温(38.5℃)とする。

4. 個数の設定根拠

A-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設としてA-非常用ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを2個設置する。

重大事故等時に使用するA-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名 称	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	
容 量	kl/個	<input type="text" value="104"/> 以上 (104)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	3
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として7日間の外部電源喪失を仮定しても、B-非常用ディーゼル発電設備の連続運転により必要となる電力を供給できるよう、燃料を貯蔵するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（非常用ディーゼル発電設備）として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するB-非常用ディーゼル発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。 系統構成は、B-非常用ディーゼル発電設備へB-ディーゼル燃料貯蔵タンクからB-ディーゼル燃料移送ポンプを用いて燃料を供給できる設計とする。 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。 系統構成は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。 		

S2 補 VI-1-1-5-8-1 R1

【設定根拠】(続き)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク(原子炉補機代替冷却系用)及び大型送水ポンプ車付燃料タンク(原子炉建物放水設備用)へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、設計基準事故に対処するためにB-非常用ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

① <u>B-非常用ディーゼル発電設備を定格で7日間運転可能な容量</u>	:	kl
② 試験で使用する容量	:	kl
③ <u>無効容量</u>	:	kl
④ 合計	:	kl

上記から、設計基準対象施設として使用する B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの必要容量は、 kl/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、必要な各機器を7日間運転可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において想定した事故シーケンスで、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料消費量が最大となる「高圧・低圧注水機能喪失」、 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」、 「LOCA時注水機能喪失」、 「想定事故1」又は「想定事故2」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

S2 補 VI-1-1-5-8-1 R1

【設 定 根 拠】（続き）

下表より、使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は、711.3kℓとなる。

以上より、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクの合計容量は、7日間運転継続した場合に必要な燃料である711.3kℓを上回る730kℓとする。なおB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量については、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク3個から供給することから設計基準対象施設の必要容量と同じ□kℓ/個以上とする。

公称値については、要求される容量□kℓを上回る104kℓ/個とする。

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kℓ/h)	①×②×168時間 燃料消費量 (kℓ/168時間)
大量送水車	1	0.0677*2	11.4
非常用ディーゼル発電機*1	2	□*3	□
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機*1	1	□*3	□
計			711.3

注記*1：B-ディーゼル燃料タンクの容量は保守的に考慮せず、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

*2：大量送水車の燃料消費率は、取水用ポンプと送水用ポンプの定格運転における燃料消費率の合計

*3：定格運転における燃料消費率

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は、B-ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから、外気の温度*4を上回る40℃とする。

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同設計条件とし、40℃とする。

注記*4：外気の温度は、松江市の過去最高気温(38.5℃)とする。

4. 個数の設定根拠

B-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設としてB-非常用ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを3個設置する。

重大事故等時に使用するB-ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として3個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名	称	ディーゼル燃料貯蔵タンク
容 量	kl/個	□以上 (170)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として 7 日間の外部電源喪失を仮定しても、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の連続運転により必要となる電力を供給できるよう、燃料を貯蔵するために設置する。 重大事故等対処設備 重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備）として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。 系統構成は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備へディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料移送ポンプを用いてディーゼル燃料タンクに燃料を供給できる設計とする。 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車、可搬式窒素供給装置用発電設備）として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を貯蔵するために設置する。 系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備へ燃料を供給できる設計とする。 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、以下の機能を有する。 		

【設定根拠】（続き）

ディーゼル燃料貯蔵タンクは、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備の補機駆動用燃料を貯蔵するために設置する。

系統構成は、ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリを使用し、大量送水車付燃料タンク、大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉補機代替冷却系用）及び大型送水ポンプ車付燃料タンク（原子炉建物放水設備用）へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、設計基準事故に対処するために高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な容量、試験で使用する容量及び無効容量を基に設定する。

① 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を定格で7日間連続運転可能な容量	:	<input type="text"/>	kl
② 試験で使用する容量	:	<input type="text"/>	kl
③ 無効容量	:	<input type="text"/>	kl
④ 合計	:	<input type="text"/>	kl

上記から、設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの必要容量は、kl/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、必要な各機器を7日間連続継続可能な容量を基に設定する。

有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した事故シーケンスにおいて、ディーゼル燃料貯蔵タンクの燃料消費量が最大となる「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA時注水機能喪失」、「想定事故1」又は「想定事故2」であり、使用機器及び燃料消費量を下表に示す。

下表より、使用機器の7日間運転継続に必要な燃料は、711.3klとなる。

以上より、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクの合計容量は、7日間運転継続した場合に必要な燃料である711.3klを上回る730klとする。なおディーゼル燃料貯蔵タンクの容量については、ディーゼル燃料貯蔵タンク1個から供給することから設計基準対象施設の必要容量と同じkl/個以上とする。

公称値については、要求される容量klを上回る170kl/個とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

想定した事故シーケンスの使用機器及び燃料消費量

使用機器	①個数 (個)	②燃料消費率 (kl/h)	①×②×168 時間 燃料消費量 (kl/168 時間)
大量送水車	1	0.0677* ²	11.4
非常用ディーゼル発電機* ¹	2	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機* ¹	1	<input type="text"/> * ³	<input type="text"/>
計			711.3

注記*1：ディーゼル燃料デイトンクの容量は保守的に考慮せず、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクから供給される燃料のみ考慮し評価を行う。

*2：大量送水車の燃料消費率は、取水用ポンプと送水用ポンプの定格運転における燃料消費率の合計

*3：定格運転における燃料消費率

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は、ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型であることから、静水頭とする。

ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は、ディーゼル燃料貯蔵タンクが開放型タンクであることから、外気の温度*⁴を上回る40℃とする。

ディーゼル燃料貯蔵タンクを重大事故等で使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40℃とする。

注記*4：外気の温度は、松江市の過去最高気温(38.5℃)とする。

4. 個数の設定根拠

ディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備が定格で7日間連続運転可能な燃料を貯蔵するために必要なものを1個設置する。

重大事故等時に使用するディーゼル燃料貯蔵タンクは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

保安規定第 6 5 条

表 6 5 - 1 3 「計装設備」

6 5 - 1 3 - 1 「主要パラメータおよび代替パラメータ」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

- (2) 設置変更許可申請書 添付十 (所要数, 必要容量)

添付-3 同等な機能を有することの説明

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1

(代替パラメータによる主要パラメータの推定)

表65-13 計装設備

65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
主要パラメータ	1 チャンネル以上が監視可能であること※1※3
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3

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

※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。

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

1. 原子炉圧力容器内の温度

適用される原子炉の状態④	代替パラメータ	
	主要パラメータ要素	要素
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※4	原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力容器温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。
		残留熱除去系熱交換器入口温度

※4：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

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

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1. 15）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう，主要パラメータについては1チャンネル以上が監視可能であること，代替パラメータについては主要パラメータの推定が可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1），添付-2）

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1. 15）「計装設備（事故時の計装に関する手順等）」として，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける（手順等を定める）こと。

なお，プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査および格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合ならびに計器ペント等の計器校正時は，運転上の制限を満足していないとはみなさないこととする。

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

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

【原子炉圧力容器内の温度】

炉心の冷却状況を把握するために必要な設備であり，原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間として適用することから，適用される原子炉の状態は「運転，起動，高温停止，低温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない）。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールのゲートが開の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールのゲートが閉の場合）」とする。

2. 原子炉圧力容器内の圧力

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止 冷温停止	原子炉圧力	①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉圧力の1チャン ネルが故障した場合 は、他チャンネルによ り推定する。	【原子炉圧力容器内の圧力】 低圧注水選択のための減圧確認および原子炉圧力容器の損傷を確認するために必要な設 備であり、原子炉圧力容器が開放されるまでの期間を機能維持期間として適用する必要 があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止および冷温停止」 とする。
		②原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA) に より推定する。	
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	飽和温度/圧力の関係 を利用して原子炉圧力 容器内の圧力を推定す る。	
		①原子炉圧力	原子炉圧力により推定 する。	
	原子炉圧力 (SA)	②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	飽和温度/圧力の関係 を利用して原子炉圧力 容器内の圧力を推定す る。	

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

【原子炉圧力容器内の圧力】

低圧注水選択のための減圧確認および原子炉圧力容器の損傷を確認するために必要な設
備であり、原子炉圧力容器が開放されるまでの期間を機能維持期間として適用する必要
があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止および冷温停止」
とする。

3. 原子炉圧力容器内の水位

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ		推定方法
	要素	要素	要素	要素	
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換*5	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャネル	原子炉水位 (広帯域)の1チャネルが故障した場合、他チャネルにより推定する。	原子炉水位 (S A)	原子炉水位 (S A)により推定する。
		③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量	機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。	④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (S A) ④サブプレッションチェンバ 圧力 (S A)	差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。

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

【原子炉圧力容器内の水位】

炉心の冷却状況を把握するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プールのスプレイ系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換 (原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない)。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合または(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)」とする。

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

【原子炉圧力容器内の水位】

炉心の冷却状況を把握するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プールのスプレイ系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)」とする。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 ^{*5}	原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャネル	原子炉水位（燃料域）の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
		②原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA) により推定する。
		③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量	機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。

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

【原子炉圧力容器内の水位】

炉心の冷却状況を把握するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プールのプレイ系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合はまたは(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)」とする。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※5	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
		②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量	機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
		③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。

※5：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

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

4. 原子炉圧力容器への注水量

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動※6 高温停止※6	高圧原子炉代替注水 流量	①サブプレッションポンプ ル水位 (SA)	水源であるサブプレッ ションポンプル水位の变化 により注水量を推定す る。	水源であるサブプレッ ションポンプル水位の变化 により注水量を推定す る。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の 水位変化により高圧原 子炉代替注水流量を推 定する。	注水先の原子炉水位の 水位変化により高圧原 子炉代替注水流量を推 定する。
		①サブプレッションポンプ ル水位 (SA)	水源であるサブプレッ ションポンプル水位の变化 により注水量を推定す る。	水源であるサブプレッ ションポンプル水位の变化 により注水量を推定す る。
	原子炉隔離時冷却ポン プ出口流量	②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の 水位変化により原子炉 隔離時冷却ポンプ出口 流量を推定する。	注水先の原子炉水位の 水位変化により原子炉 隔離時冷却ポンプ出口 流量を推定する。
	高圧炉心スプレイポン プ出口流量	①サブプレッションポン プル水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	水源であるサブプレッ ションポンプル水位の变化 により注水量を推定す る。	注水先の原子炉水位の 水位変化により高圧炉 心スプレイポンプ出口 流量を推定する。

※6：高圧原子炉代替注水流量および原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量については、原子炉
圧力が0.74MPa[gage]以上の場合に適用する。

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

【原子炉圧力容器への注水量】

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

高圧原子炉代替注水流量および原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量については、高圧原子
炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系の適用期間と同様に、「運転、起動および高温停
止 (原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上)」とする。

高圧炉心スプレイポンプ出口流量については、高圧炉心スプレイ系の適用期間と同様に、
「運転、起動および高温停止」とする。

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

【原子炉圧力容器への注水量 (代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 残留熱除去ポンプ出口流量および低圧炉心スプレイポンプ出口流量)】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり, 原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが, 原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールの水位が開の場合, 保有水量が多く燃料プールが閉の場合, 原子炉への注水が不要となるため除くこととし, 適用される原子炉の状態は「運転, 起動, 高温停止, 冷温停止および燃料交換 (原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない)。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールの水位が開の場合または (2) 原子炉内から全燃料が取出され, かつプールの水位が閉の場合」とする。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※7}	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水 槽水位	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお, 低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	低圧原子炉代替注水流量	②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により低圧原子炉代替注水流量を推定する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッションポンプ ル水位 (SA)	水源であるサブプレッションポンプ水位の変化により注水量を推定する。
低圧炉心スプレイポンプ出口流量		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。
		①サブプレッションポンプ ル水位 (SA)	水源であるサブプレッションポンプ水位の変化により注水量を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。

※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールの水位が開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され, かつプールの水位が閉の場合

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

【原子炉圧力容器への注水量(残留熱代替除去系原子炉注水流量)】
各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。

残留熱代替除去系原子炉注水流量については、残留熱代替除去系の適用期間と同様に、「運転、起動および高温停止」とする。

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッショナル水位(SA)	①サブプレッショナル水位	水源であるサブプレッショナル水位の変化により注水量を推定する。
		②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。

5. 格納容器への注水量

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止		①低圧原子炉代替注水槽水位	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
	代替注水流量 (常設)	②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ②ドライウエル水位 ②サブプレッションプール水位 (SA) ②ペデスタル水位	注水先のドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッションチェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 注水先のドライウエル水位, サプレッションプール水位 (SA) およびペデスタル水位の変化により代替注水流量 (常設) を推定する。	
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウエル圧力 (SA) ①サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ①ドライウエル水位 ①サブプレッションプール水位 (SA) ①ペデスタル水位	注水先のドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッションチェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 注水先のドライウエル水位, サプレッションプール水位 (SA) およびペデスタル水位の変化により格納容器代替スプレイ流量を推定する。	
	ペデスタル代替注水流量	①ペデスタル水位 ①ドライウエル水位	注水先のペデスタル水位およびドライウエル水位の変化によりペデスタル代替注水流量を推定する。	

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

【格納容器への注水量】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。
格納容器代替スプレイ系およびペデスタル代替注水系と同様に「運転, 起動および高温停止」とする。

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	推定方法
運転 起動 高温停止	ペデスタル代替注水 流量(狭帯域用)	①ペデスタル水位 ①ドライウエル水位	注水先のペデスタル水位およびドライウエル水位の変化によりペデスタル代替注水流量(狭帯域用)を推定する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。

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

【格納容器への注水量】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。
格納容器代替スプレイ系およびペデスタル代替注水系と同様に「運転、起動および高温停止」とする。

6. 格納容器内の温度

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他 チャンネル	①ドライウエル温度 (S A)の1チャンネルが故 障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。	ドライウエル温度 (S A)の1チャンネルが故 障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。
		②ペデスタル温度 (SA)	②ペデスタル温度 (SA) により推定する。	ペデスタル温度 (SA) により推定する。
		③ドライウエル圧力 (S A)	③飽和温度/圧力の関係 を利用してドライウエ ル圧力 (SA)によりド ライウエル温度 (SA) を推定する。	飽和温度/圧力の関係 を利用してドライウエ ル圧力 (SA)によりド ライウエル温度 (SA) を推定する。
		④サブプレッション 圧力 (SA)	④飽和温度/圧力の関係 を利用してサブプレッ ション圧力 (SA)により ドライウエル温度 (SA) を推定する。	飽和温度/圧力の関係 を利用してサブプレッ ション圧力 (SA)により ドライウエル温度 (SA) を推定する。
運転 起動 高温停止	ペデスタル温度 (SA)	①主要パラメータの他 チャンネル	①ペデスタル温度 (SA) の1チャンネルが故 障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。	ペデスタル温度 (SA) の1チャンネルが故 障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。
		②ドライウエル温度 (S A)	②ドライウエル温度 (S A)により推定する。	ドライウエル温度 (S A)により推定する。
		③ドライウエル圧力 (S A)	③飽和温度/圧力の関係 を利用してドライウエ ル圧力 (SA)によりペ デスタル温度 (SA)を 推定する。	飽和温度/圧力の関係 を利用してドライウエ ル圧力 (SA)によりペ デスタル温度 (SA)を 推定する。
		④サブプレッション 圧力 (SA)	④飽和温度/圧力の関係 を利用してサブプレッ ション圧力 (SA)により ペデスタル温度 (SA) を推定する。	飽和温度/圧力の関係 を利用してサブプレッ ション圧力 (SA)により ペデスタル温度 (SA) を推定する。

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

【格納容器内の温度】

格納容器の過圧破損防止を把握するために必要な設備であり、格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。

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

【格納容器内の温度】

格納容器の過圧破損防止を把握するために必要な設備であり、格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	サブプレッションチェンバ温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		②サブプレッションプール水温度 (SA)	サブプレッションプール水温度 (SA) によりサブプレッションチェンバ温度 (SA) を推定する。	
		③サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッションチェンバ圧力 (SA) によりサブプレッションチェンバ温度 (SA) を推定する。	
	サブプレッションプール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	サブプレッションプール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションチェンバ温度 (SA) によりサブプレッションプール水温度 (SA) を推定する。	

7. 格納容器内の圧力

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	ドライウエル圧 力 (SA)	①主要パラメータの他チャ ンネル	ドライウエル圧力 (S A) の1チャンネルが故 障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。	
		②サブプレッションチェンバ 圧力 (SA)	サブプレッションチェン バ圧力 (SA) により推 定する。	
		③ドライウエル温度 (SA) ③ペデスタル温度 (SA)	飽和温度/圧力の関係 を利用してドライウエ ル温度 (SA)、ペデス タル温度 (SA) により ドライウエル圧力 (S A) を推定する。	
	サブプレッション チェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャ ンネル	サブプレッションチェン バ圧力 (SA) の1チャ ンネルが故障した場合 は、他チャンネルにより 推定する。	
		②ドライウエル圧力 (SA)	ドライウエル圧力 (S A) により推定する。	
		③サブプレッションチェンバ 温度 (SA)	飽和温度/圧力の関係 を利用してサブプレッ ションチェンバ温度 (S A) によりサブプレッ ションチェンバ圧力 (SA) を推定する。	

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

【格納容器内の圧力】

格納容器の過圧破損防止を把握するために必要な設備であり、格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。

8. 格納容器内の水位

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	推定方法
運転 起動 高温停止		①サブプレッションプール 水位 (SA)	格納容器下部注水の停止 判断に用いるドラウエル水 位水位計の監視が不可能 となった場合は、サブプレ ッションプール水位 (SA A) により推定する。
	ドラウエル水位	②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ 流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	機器動作状態にある流量 により、ドラウエル水位 を推定する。
		③低圧原子炉代替注水槽 水位	水源である低圧原子炉代 替注水槽水位の水量変化 により、ドラウエル水位 を推定する。なお、低 圧原子炉代替注水槽水位 の補給状況も考慮した上 で注水量を推定する。

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

【格納容器内の水位】

格納容器の過圧破損防止を把握するために必要な設備であり、格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。

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

【格納容器内の水位】

格納容器の過圧破損防止を把握するために必要な設備であり、格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止	サブレーションプール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	機器動作状態にある流量により、サブレーションプール水位 (SA) を推定する。
		②低圧原子炉代替注水槽水位	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブレーションプール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		③ [サブレーションプール水位]	監視可能であればサブレーションプール水位 (常用計器) により、水位を推定する。
ペデスタル水位	ペデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル	ペデスタル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量	代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ペデスタル水位を推定する。
		③低圧原子炉代替注水槽水位	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。

9. 格納容器内の水素濃度

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (S A)	格納容器水素濃度 (S A) により推定する。	格納容器の水素濃度が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用することから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。
		② [格納容器水素濃度 (A系)]	監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。	
	格納容器水素濃度 (S A)	①格納容器水素濃度 (B系)	格納容器水素濃度 (B系) により推定する。	格納容器の水素濃度が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用することから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。
		② [格納容器水素濃度 (A系)]	監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。	

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

【格納容器内の水素濃度】

水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な設備であり、格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。

10. 格納容器内の放射線量率

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	格納容器雰囲気 放射線モニタ (ドローイウエ ル)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器雰囲気放射線 モニタ(ドローイウエ ル)の1チャンネルが故 障した場合は、他チ ャネルにより推定す る。	【格納容器内の放射線量率】 燃料損傷を推定する ために必要な設備 であり、炉心の著し い損傷が発生するリ スクが大きい期間と して、適用される原 子炉の状態は「運転 、起動および高温停 止」とする。
		② [エリア放射線モニ タ]	監視可能であれば、 エリア放射線モニタ (有効監視パラメー タ)の指示値を用い て、格納容器内の放 射線量率を推定す る。	
	格納容器雰囲気 放射線モニタ (サブレンジョ ンチェンバ)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器雰囲気放射 線モニタ(サブレン ジョンチェンバ)の 1チャンネルが故障 した場合は、他チ ャネルにより推定す る。	【格納容器内の放射線量率】 燃料損傷を推定する ために必要な設備 であり、炉心の著し い損傷が発生するリ スクが大きい期間と して、適用される原 子炉の状態は「運転 、起動および高温停 止」とする。
		② [エリア放射線モニ タ]	監視可能であれば、 エリア放射線モニタ (有効監視パラメー タ)の指示値を用い て、格納容器内の放 射線量率を推定す る。	

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

【格納容器内の放射線量率】

燃料損傷を推定するために必要な設備であり、炉心の著しい損傷が発生するリスクが大
きい期間として、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。

1 1. 未臨界の維持または監視

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
起動※ ⁸ 高温停止 低温停止 燃料交換※ ⁹	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②中間領域計装 ②平均出力領域計装	中間領域計装, 平均出力領域計装により推定する。
		③ [制御棒手動操作・監視系]	制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
起動 高温停止※ ¹⁰ 低温停止※ ¹⁰ 燃料交換※ ¹⁰	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②中性子源領域計装 ②平均出力領域計装	中性子源領域計装, 平均出力領域計装により推定する。
		③ [制御棒手動操作・監視系]	制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。

※8：中間領域計装がレンジ2以下である場合。

※9：中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合は除く。

※10：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く。

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

【未臨界の維持または監視】

制御棒またはほう酸水により原子炉が停止していることを確認するために必要な設備があることから、保安規定第27条に準じた期間とする。

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

【未臨界の維持または監視】

制御棒またはほう酸水により原子炉が停止していることを確認するために必要な設備であることから、保安規定第27条に準じた期間とする。

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動	平均出力領域計 装	① 主要パラメータの他 チャンネル	平均出力領域計装の1 チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルに より推定する。	
		② 中性子源領域計装 ② 中間領域計装	中性子源領域計装, 中間 領域計装により推定す る。	
		③ [制御棒手動操作・監 視系]	制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入 状態にあることが確認 できる場合は、未臨界状 態の維持を推定する。	
	[制御棒手動操 作・監視系]	① 中性子源領域計装 ② 中間領域計装 ③ 平均出力領域計装	中性子源領域計装によ り推定する。 中間領域計装により推 定する。 平均出力領域計装によ り推定する。	

※8：中間領域計装がレンジ2以下である場合。

※9：中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合は除く。

※10：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く。

12. 最終ヒートシンクの確保
(1) 残留熱代替除去系

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止	サブレーション プール水温度 (S A)	① 主要パラメータの他 チャンネル ② サブレーションチェ ンバ温度 (SA)	サブレーションプー ル水温度 (SA) の1チャ ンネルが故障した場合 は、他チャンネルにより 推定する。 サブレーションチェ ンバ温度 (SA) によりサ ブレーションプール水 温度 (SA) を推定する。
	残留熱除去系熱 交換器出口温度	① サブレーションプー ル水温度 (SA)	熱交換器ユニットの熱 交換量評価からサブレ ーションプール水温度 (SA) により推定す る。
	残留熱代替除去 系原子炉注水流 量	① サブレーションプー ル水位 (SA)	水源であるサブレッシ ョンプール水位 (SA) の変化により注水量を 推定する。
		② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の 水位変化により残留熱 代替除去系原子炉注水 流量を推定する。
		③ 残留熱代替除去系格 納容器スプレイ流量 ③ 残留熱代替除去ポン プ出口圧力	残留熱代替除去ポンプ 出口圧力から残留熱代 替除去ポンプの注水特 性をを用いて流量を推定 し、この流量から残留熱 代替除去系格納容器ス プレイ流量を差し引い て、残留熱代替除去系原 子炉注水流量を推定す る。
		④ 原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力容器温度 (S A) により最終ヒートシ ンクが確保されている ことを推定する。

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

【最終ヒートシンクの確保 (残留熱代替除去系)】
各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器
が要求される原子炉の状態を対象とする。
残留熱代替除去系と同様に「運転、起動および高温停止」とする。

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

【最終ヒートシンクの確保 (残留熱代替除去系)】
各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。
残留熱代替除去系と同様に「運転, 起動および高温停止」とする。

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	残留熱代替除去 系格納容器スプレ イ流量	① 残留熱代替除去系原 子炉注水流量	残留熱代替除去ポン プ出力	残留熱代替除去ポン プ出力から残留熱代 替除去ポンプの注水特 性を用いて流量を推定 し, この流量から残留熱 代替除去系原子炉注水 流量を差し引いて, 残留 熱代替除去系格納容器 スプレイ流量を推定す る。
		② サプレッションプー ル水温度 (SA)	② サプレッションプー ル水温度 (SA), ドライ ウエル温度 (SA), サ プレッションチェンバ 温度 (SA) により最終 ヒートシンクが確保さ れていることを推定す る。	サプレッションプー ル水温度 (SA), ドライ ウエル温度 (SA), サ プレッションチェンバ 温度 (SA) により最終 ヒートシンクが確保さ れていることを推定す る。

(2) 格納容器フィルタベント系

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他 チャンネル	スクラバ容器水位の1 チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルに より推定する。
	スクラバ容器圧 力	①主要パラメータの他 チャンネル	スクラバ容器圧力の1 チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルに より推定する。
		②ドライウエル圧力 (S A) ②サブプレッションチェ ンバ圧力 (SA)	ドライウエル圧力 (S A) またはサブプレッショ ンチェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納 容器フィルタベント系 の健全性を推定する。
	スクラバ容器温 度	①主要パラメータの他 チャンネル	スクラバ容器温度の1 チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルに より推定する。
第1ベントフイ ルタ出口放射線 モニタ (高レン ジ・低レンジ)	①主要パラメータの他 チャンネル	第1ベントフィルタ出 口放射線モニタ (高レン ジ) の1チャンネルが故 障した場合は、他チャ ネルにより推定する。	
	①主要パラメータの予 備	予備の第1ベントフイ ルタ出口水素濃度によ り推定する。	
第1ベントフイ ルタ出口水素濃 度	②格納容器水素濃度 (B 系) ②格納容器水素濃度 (S A)	格納容器内の水素ガス が格納容器フィルタベ ント系の配管内を通過 することから、格納容器 水素濃度 (B系) および 格納容器水素濃度 (S A) により推定する。	

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

【最終ヒートシンクの確保 (格納容器フィルタベント系)】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。
格納容器フィルタベント系と同様に「運転、起動および高温停止」とする。

(3) 残留熱除去系

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 ^{※11}	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度(SA) ①サブプレッションプール水温度(SA)	原子炉圧力容器温度(SA), サプレッションプール水温度(SA)により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換入口温度により推定する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

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

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

【最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない)。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場合または(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合)」とする。

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

【格納容器パイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)】

格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器パイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動および高温停止」とする。

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他 チャンネル	②原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) の 1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルに より推定する。	
		①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉水位 (SA) によ り推定する。	
	②原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (燃料域) の 1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルに より推定する。		
		原子炉水位 (SA) によ り推定する。		
原子炉水位 (S A)	①原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (広帯域), 原 子炉水位 (燃料域) によ り推定する。		
	①原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力の1チャンネル ルが故障した場合は、他 チャンネルにより推定す る。		
	①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉圧力 (SA) によ り推定する。		
原子炉圧力	②原子炉圧力 (SA)	飽和温度/圧力の関係を 利用して原子炉圧力容器 内の圧力を推定する。		
	③原子炉水位 (広帯域)	原子炉圧力により推定す る。		
	③原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力 (SA) によ り推定する。		
	③原子炉水位 (SA)	原子炉圧力 (SA) によ り推定する。		
原子炉圧力 (S A)	③原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力により推定す る。		
	①原子炉圧力	飽和温度/圧力の関係を 利用して原子炉圧力容器 内の圧力を推定する。		
	②原子炉水位 (広帯域)	原子炉圧力 (SA) によ り推定する。		
	②原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力 (SA) によ り推定する。		

運転
起動
高温停止

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

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

(2) 格納容器内の状態

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	ドライウエル温度 (SA)	① 主要パラメータの他 チャンネル	ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		② ドライウエル圧力 (SA)	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。	
	ドライウエル圧力 (SA)	① 主要パラメータの他 チャンネル	ドライウエル圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
② サプレッションチェン ン圧力 (SA)		サプレッションチェンバ ン圧力 (SA) により推定す る。		
③ ドライウエル温度 (S A)		飽和温度/圧力の関係を 利用してドライウエル温 度 (SA) によりドライウ エル圧力 (SA) を推定す る。		

(3) 原子炉建物内の状態

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止	残留熱除去ポン プ出口圧力	①原子炉圧力	原子炉圧力, 原子炉圧力	原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)の低下により格納 容器バイパスの発生を推 定する。
		①原子炉圧力 (SA)		
	低圧炉心スプレ イポンプ出口圧 力	② [エリア放射線モニ タ]	エリア放射線モニタ (有効 監視パラメータ) により格 納容器バイパスの発生を 推定する。	エリア放射線モニタ (有効 監視パラメータ) により格 納容器バイパスの発生を 推定する。
		①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)の低下により格納 容器バイパスの発生を推 定する。	
		② [エリア放射線モニ タ]	エリア放射線モニタ (有効 監視パラメータ) により格 納容器バイパスの発生を 推定する。	

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

【格納容器バイパスの監視 (原子炉建物内の状態)】

格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であるこ
とから, 格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転,
起動および高温停止」とする。

1.4. 水源の確保

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 ^{※12}	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量（常設） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ②サブプレッションプール水位（SA） ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量（常設）から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 注水先の原子炉水位またはサブプレッションプール水位（SA）の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。

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

【水源の確保】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。

※12：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (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

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

【水源の確保】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。
保安規定第46条(サブプレッションチェンバの水位)で要求される期間と同様に「運転、起動および高温停止」とする。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止	サブプレッションプール水位(SA)	① 高圧原子炉代替注水量 ① 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ① 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ① 残留熱除去ポンプ出口流量 ① 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ① 残留熱除去系原子炉注水量	サブプレッションプールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去系原子炉注水量と経過時間より算出した注水量から推定する。
		② 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ② 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ② 残留熱除去ポンプ出口圧力 ② 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ② 残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションプール水位(SA)が確保されていることを推定する。
		③ [サブプレッションプール水位]	監視可能であればサブプレッションプール水位(常用計器)により、水位を推定する。

15. 原子炉建物内の水素濃度

適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※13	原子炉建物水素 濃度※14	①主要パラメータの他手 ヤネル	原子炉建物水素濃度の1 チャンネルが故障した場 合は、他チャンネルによ り推定する。	【原子炉建物内の水素濃度】 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために必要な設備であり、原子炉内に燃 料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵されている期間を機 能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水 位付近で、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プールのスプレイトに 注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場 合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運 転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は 適用しない。）」(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場 合または(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合」とする。
		②静的触媒式水素処理装 置入口温度 ②静的触媒式水素処理装 置出口温度	静的触媒式水素処理装置 入口温度および静的触媒 式水素処理装置出口温度 の温度差により推定す る。	

※13：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

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

※14：第65条（65-8-2 原子炉建物内の水素濃度監視）において運転上の制限等を定める。

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

【原子炉建物内の水素濃度】
水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために必要な設備であり、原子炉内に燃
料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵されている期間を機
能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水
位付近で、かつプールのゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プールのスプレイトに
注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場
合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運
転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は
適用しない。）」(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが開の場
合または(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合」とする。

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

【格納容器内の酸素濃度】

水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な設備であり、格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用することから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。

16. 格納容器内の酸素濃度

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止	①格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器酸素濃度 (B系)	②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) または格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。
		③ [格納容器酸素濃度 (A系)]	監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。

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

【格納容器内の酸素濃度】

水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な設備であり、格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用することから、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素	推定方法
運転 起動 高温停止	①格納容器酸素濃度(B系)	格納容器酸素濃度(B系)	格納容器酸素濃度(B系)により推定する。
	格納容器酸素濃度(SA)	②格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッションチェンバ) ②ドライウエル圧力(SA) ②サブプレッションチェンバ圧力(SA)	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル)または格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッションチェンバ)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器酸素濃度(SA)を推定する。 ドライウエル圧力(SA)またはサブプレッションチェンバ圧力(SA)により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。
	③[格納容器酸素濃度(A系)]	③[格納容器酸素濃度(A系)]	監視可能であれば格納容器酸素濃度(A系)(常用計器)により、酸素濃度を推定する。

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

【燃料プールの監視】

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

17. 燃料プールの監視^{※15}

適用される原子炉の状態④	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位・温度 (SA)により燃料プール水位を推定する。 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)にて燃料プール水位を推定する。 燃料プール監視カメラ (SA)により、燃料プールの状態を監視する。	燃料プール水位・温度 (SA)により燃料プール水位を推定する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位 (SA)により、水位・温度を推定する。 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)にて燃料プールの水位を推定する。 燃料プール監視カメラ (SA)により、燃料プールの状態を監視する。	燃料プール水位 (SA)により、水位・温度を推定する。
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位 (SA)にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 燃料プール監視カメラ (SA)により、燃料プールの状態を監視する。	燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。
燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位 (SA)により、燃料プールの状態を監視する。 燃料プール監視カメラ (SA)により、燃料プールの状態を監視する。	燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)により、燃料プールの状態を監視する。

※15: 第65条(65-9-3 燃料プール監視設備)において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目 ⑤	頻度	担当
1. 動作不能でないことを指示により確認する※16。	1箇月に1回	当直長
2. 格納容器水素濃度(SA)および格納容器酸素濃度(SA)が動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長
3. 第1ベントフイルタ出口水素濃度が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (計装)
4. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	課長 (計装)

※16：格納容器水素濃度(SA)、格納容器酸素濃度(SA)および第1ベントフイルタ出口水素濃度を除く。

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

4. 2)

a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する)

項目4が該当。

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

b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

項目1, 2, 3が該当。

項目1について、通常運転中の確認事項は、指示値により動作不能でないことの確認(振切れや他の計器との差異の有無等の確認)、項目2については、外観点検等により動作可能であることの確認を行う。

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

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

(3) 要求される措置 ⑥

条件	要求される措置	完了時間
A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A1. 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 30日間
B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	B1. 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 30日間
C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合	C1. 当直長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	3日間
D. 運転、起動または高温停止において条件A,BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当直長は、高温停止にする。 および D2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間
E. 低温停止、燃料交換において条件A,BまたはCの措置を完了時間以内に達成できない場合	E1. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに

⑥ 運転上の制限を満足していない場合の条件および措置を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3),添付-3)

計装設備は、1N要求設備であるため、主要パラメータを計測する計器、代替パラメータを計測する計器またはその両方が動作不能となった場合を条件として記載する。

A1. 主要パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを代替するパラメータ(代替パラメータ)を計測する計器が動作可能であることを“速やかに”確認する。

A2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる(事故時計装における所要チャンネル数を満足できない場合の措置を準用)。

A3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。なお、この間、代替パラメータによる監視により主要パラメータの推定は可能である。

B1. 代替パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを計測する計器が動作可能であることを“速やかに”確認する。

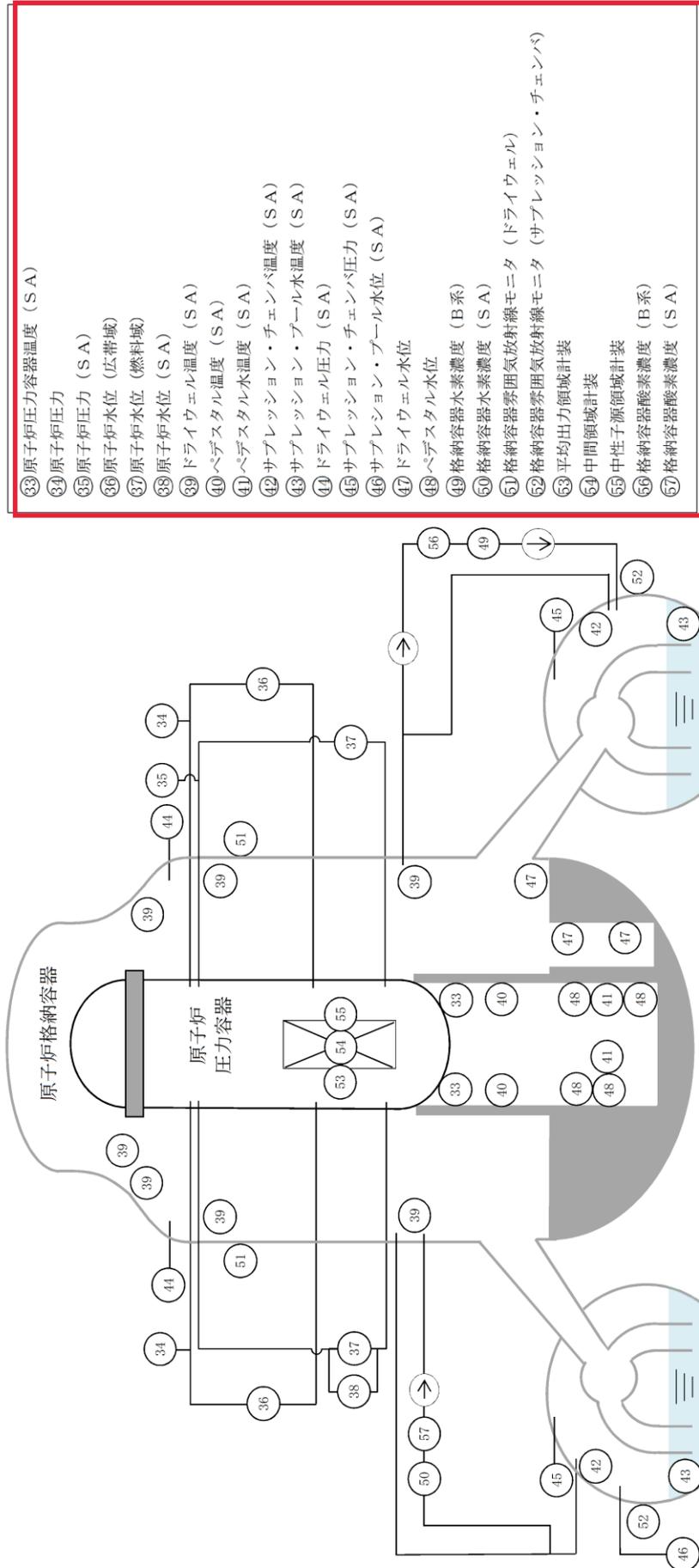
B2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる(事故時計装における所要チャンネル数を満足できない場合の措置を準用)。

B3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。なお、この間、主要パラメータが動作可能であれば重大事故等時の対応は可能である。

C1. 主要パラメータを計測する計器および代替パラメータを計測する計器がともに動作不能となった場合、いずれかの計器を復旧させる。完了時間は、主要パラメータを監視する機能が全喪失となることから「3日間」とする。

D1., D2. 既保安規定と同様の設定とする。

E1. 当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。



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

第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様

(1) 原子炉压力容器温度（S A）

個 数	2
計測範囲	0～500℃

(2) 原子炉圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	2
計測範囲	0～10MPa [gage]

(3) 原子炉圧力（S A）

個 数	1
計測範囲	0～11MPa [gage]

(4) 原子炉水位（広帯域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	2
計測範囲	-400～150cm ^{**1}

(5) 原子炉水位（燃料域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数	2
計測範囲	-800～-300cm ^{**1}

(6) 原子炉水位（S A）

個 数	1
計測範囲	-900～150cm ^{**1}

(7) 高圧原子炉代替注水流量

個 数	1
-----	---

- | | |
|------|--------------------------|
| 計測範囲 | 0 ～ 150m ³ /h |
|------|--------------------------|
- (8) 代替注水流量 (常設)
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | 0 ～ 300m ³ /h |
- (9) 低圧原子炉代替注水流量
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ～ 200m ³ /h |
- (10) 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
- | | |
|------|-------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ～ 50m ³ /h |
- (11) 格納容器代替スプレイ流量
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ～ 150m ³ /h |
- (12) ペDESTAL代替注水流量
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ～ 150m ³ /h |
- (13) ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
- | | |
|------|-------------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0 ～ 50m ³ /h |
- (14) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- | | |
|------|--------------------------|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | 0 ～ 150m ³ /h |
- (15) 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
- | | |
|-----|---|
| 個 数 | 1 |
|-----|---|

計測範囲 0～1,500m³/h

(16) 残留熱除去ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 3

計測範囲 0～1,500m³/h

(17) 低圧炉心スプレイポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 1

計測範囲 0～1,500m³/h

(18) 残留熱代替除去系原子炉注水流量

個 数 1

計測範囲 0～50m³/h

(19) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

個 数 1

計測範囲 0～150m³/h

(20) ドライウェル温度 (S A)

個 数 7

計測範囲 0～300℃

(21) ペDESTAL温度 (S A)

個 数 2

計測範囲 0～300℃

(22) ペDESTAL水温度 (S A)

個 数 2

計測範囲 0～300℃

(23) サプレッション・チェンバ温度 (S A)

個 数 2

- | | |
|------|--------|
| 計測範囲 | 0～200℃ |
|------|--------|
- (24) サプレッション・プール水温度 (S A)
- | | |
|------|--------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0～200℃ |
- (25) ドライウェル圧力 (S A)
- | | |
|------|------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0～1,000kPa [abs] |
- (26) サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
- | | |
|------|------------------|
| 個 数 | 2 |
| 計測範囲 | 0～1,000kPa [abs] |
- (27) サプレッション・プール水位 (S A)
- | | |
|------|----------------------------|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | -0.80～5.50m ^{**2} |
- (28) ドライウェル水位
- | | |
|------|--|
| 個 数 | 3 |
| 計測範囲 | -3.0m ^{**3} , -1.0m ^{**3} , +1.0m ^{**3} |
- (29) ペDESTAL水位
- | | |
|------|---|
| 個 数 | 4 |
| 計測範囲 | +0.1m ^{**4} , +1.2m ^{**4} , +2.4m ^{**4} , +2.4m ^{**4} |
- (30) 格納容器水素濃度 (B系)
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・原子炉プラント・プロセス計装系
 - ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- | | |
|------|---------------------|
| 個 数 | 1 |
| 計測範囲 | 0～5vol% / 0～100vol% |
- (31) 格納容器水素濃度 (S A)
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1

計測範囲 0～100vol%

(32) 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(33) 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）

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。

(34) 中性子源領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉中性子計装系

個 数 4

計測範囲 $10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(35) 中間領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉中性子計装系

個 数 8

計測範囲 0～40%又は0～125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(36) 平均出力領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉中性子計装系

個 数 6^{*5}

計測範囲 0～125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(37) スクラバ容器水位

個 数 8

計測範囲

(38) スクラバ容器圧力

個 数 4

計測範囲 0～1 MPa [gage]

(39) スクラバ容器温度

個 数 4
計測範囲 0～300℃

(40) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

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。

(41) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 1（予備1）
計測範囲 0～20vol%／0～100vol%

(42) 残留熱除去系熱交換器入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 2
計測範囲 0～200℃

(43) 残留熱除去系熱交換器出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 2
計測範囲 0～200℃

(44) 残留熱除去系熱交換器冷却水流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

個 数 2
計測範囲 0～1,500m³/h

(45) 残留熱除去ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装系

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

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個数	1
	6
計測範囲	0～10vol%
	0～20vol%

(53) 静的触媒式水素処理装置入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個数	2
計測範囲	0～100℃

(54) 静的触媒式水素処理装置出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個数	2
計測範囲	0～400℃

(55) 格納容器酸素濃度（B系）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装系

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個数	1
計測範囲	0～5vol% / 0～25vol%

(56) 格納容器酸素濃度（SA）

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個数	1
計測範囲	0～25vol%

(57) 燃料プール水位・温度（SA）

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(58) 燃料プール水位 (S A)

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(59) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)

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

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

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(61) 安全パラメータ表示システム (S P D S)

第10.11-2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。

(62) 可搬型計測器

個 数 30 (予備30)

※1 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。

※2 : 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※3 : 基準点は格納容器底面 (EL10100)。

※4 : 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※5 : 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

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

a. 大量送水車

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

b. 可搬型スプレイノズル

数 量 2（予備1）

c. 常設スプレイヘッダ

数 量 1

(2) 原子炉建物放水設備

a. 大型送水ポンプ車

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

b. 放水砲

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

(3) 燃料プール監視設備

a. 燃料プール水位・温度（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

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

※1：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(E L. 35, 518mm)

b. 燃料プール水位（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
計測範囲	-4.30～7.30m ^{※2} （E L. 31, 218mm～E L. 42, 818mm）

※2：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(E L. 35, 518mm)

c. 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）

第8.1-2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

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

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	1
-----	---

(4) 燃料プール冷却系

a. ポンプ

台 数	1（予備1）
容 量	約200m ³ /h/台
全揚程	約88m

b. 熱交換器

基 数	1（予備1）
伝熱容量	約1.9MW

(2) プロセス放射線モニタリング設備

a. 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

b. 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

c. 第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

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

高レンジ

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

低レンジ

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

(3) エリア放射線モニタリング設備

a. 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）

兼用する設備は以下のとおり。

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

高レンジ

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

低レンジ

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

b. 可搬式エリア放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

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

第 1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

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

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

同等な機能を有することの説明
関連箇所を赤枠にて示す

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(1/17)

【推定ケース】

- ケース1：同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束及び酸素濃度）により推定する。
- ケース2：水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定する。
- ケース3：流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース4：除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定する。
- ケース5：圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
- ケース6：注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定する。
- ケース7：未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
- ケース8：酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ケース9：エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
- ケース10：原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定する。
- ケース11：燃料プールの状態を同一の物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
- ケース12：原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。
- ケース13：原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。

なお、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉圧力容器温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の間係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、原子炉スクラム後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力	ケース5	
		②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース1	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度		

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(2/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (S A) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A) ③原子炉圧力容器温度 (S A)	ケース1 ケース5	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (S A) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (S A)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ②原子炉圧力容器温度 (S A)	ケース1 ケース5	①原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(3/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は, 他チャネルにより推定する。
		②原子炉水位 (SA)		
		③高圧原子炉代替注水流量	ケース2	②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。
		③代替注水流量 (常設)		
	③低圧原子炉代替注水流量			
	③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)			
	③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量			
	③高圧炉心スプレイポンプ出口流量	ケース13	③高圧原子炉代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。	
	③残留熱代替除去ポンプ出口流量			
	③低圧炉心スプレイポンプ出口流量			
	③残留熱代替除去系原子炉注水流量			
	④原子炉圧力			
	原子炉水位 (SA)	④原子炉圧力 (SA)	ケース1	④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の差から原子炉圧力容器の満水を推定する。推定は, 主要パラメータの他チャネルを優先する。
④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)				
①原子炉水位 (広帯域)		ケース2	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。	
①原子炉水位 (燃料域)				
②高圧原子炉代替注水流量				
②代替注水流量 (常設)				
②低圧原子炉代替注水流量				
②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)		ケース13	②高圧原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。	
②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量				
②高圧炉心スプレイポンプ出口流量				
②残留熱代替除去ポンプ出口流量				
②低圧炉心スプレイポンプ出口流量	ケース13	③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の差から原子炉圧力容器の満水を推定する。推定は, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。		
②残留熱代替除去系原子炉注水流量				
③原子炉圧力				
③原子炉圧力 (SA)	ケース13	③原子炉圧力 (SA)		
③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)				

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(4/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース3	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース3	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	ケース3	①低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース3	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース3	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース3	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース3	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース3	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位	ケース3	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水流量により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ③注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の水流量 (常設) を推定する。 ④注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の水流量 (常設) を推定する。	
		②ドライウエル圧力 (SA)	ケース6		
		②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース6		
	格納容器代替スプレイ流量	②ドライウエル水位	②ドライウエル水位	ケース3	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ①注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の変化により注水量を推定する。
		②サブプレッション・プール水位 (SA)	②サブプレッション・プール水位 (SA)	ケース6	
		①ドライウエル水位	①ドライウエル水位	ケース3	
		①サブプレッション・プール水位 (SA)	①サブプレッション・プール水位 (SA)	ケース3	
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域)	①ベデスタル水位	①ベデスタル水位	ケース3	①ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のベデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。
		①ドライウエル水位	①ドライウエル水位	ケース3	
		①ベデスタル水位	①ベデスタル水位	ケース3	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	ケース6	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。	
	①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	ケース6		

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(6/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ペデスタル温度 (SA)	ケース1	①ドライウエル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ペデスタル温度 (SA) により推定する。	
			ケース5	③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) を推定する。	
		ペデスタル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	ケース1	①ペデスタル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (SA) により推定する。
				ケース5	③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりペデスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にペデスタル温度 (SA) を推定する。
	ペデスタル水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①ペデスタル水温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
			ケース5	③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) により、上記③と同様にペデスタル温度 (SA) を推定する。	
	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・プール水温度 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース1	①サブレーション・チェンバ温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プール水温度 (SA) によりサブレーション・チェンバ温度 (SA) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ圧力 (SA) によりサブレーション・チェンバ温度 (SA) を推定する。	
			ケース5	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
			ケース1	①サブレーション・プール水温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ温度 (SA) によりサブレーション・プール水温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(7/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース1	①ドライウエル圧力 (SA) のIチャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA)、ペデスタル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。
		③ドライウエル温度 (SA) ③ペデスタル温度 (SA)	ケース5	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	ケース1	①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) のIチャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を推定する。
		③サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	ケース5	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(8/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	ケース2	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。推定は、サブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	サブプレッション・プール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③ [サブプレッション・プール水位] ※2	ケース2	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
		①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①ペデスタル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ペデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	ケース2	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 格納容器内 の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA) ② [格納容器水素濃度 (A系)] ※2	ケース1	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。推定は、格納容器水素濃度 (SA) を優先する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] ※2	ケース1	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。推定は、格納容器水素濃度 (B系) を優先する。
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(10/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装 ②平均出力領域計装	ケース1	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は、中間領域計装、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
			ケース7	③ [制御棒手動操作・監視系] ※2
			ケース1	①中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中間領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、平均出力領域計装により推定する。
	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②平均出力領域計装	ケース1	①中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中間領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、平均出力領域計装により推定する。
			ケース7	③ [制御棒手動操作・監視系] ※2
			ケース1	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装	ケース1	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定する。
			ケース7	③ [制御棒手動操作・監視系] ※2
			ケース7	①制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 ②中間領域計装により推定する。 ③平均出力領域計装により推定する。
	[制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③平均出力領域計装	ケース7	①制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ②中間領域計装により推定する。 ③平均出力領域計装により推定する。
			ケース7	①制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装を優先する。
			ケース7	①制御棒手動操作・監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装を優先する。 ②中間領域計装により推定する。 ③平均出力領域計装により推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
残留熱代替除去系 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	ケース1	①サブプレッション・プール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・プール水温度 (SA) を推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サブプレッション・プール水温度 (SA)	ケース1	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッション・プール水温度 (SA) により推定する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース3	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	ケース6	③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	ケース6	③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	④原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース4	④原子炉圧力容器温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	ケース6	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	ケース6	①残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	②サブプレッション・プール水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	ケース4	②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器フィルタベント系 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①スクラバ容器水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①スクラバ容器圧力の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
		②ドラウエル圧力 (SA) ②サブレッション・チェンバ圧力 (SA)		②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドラウエル圧力 (SA) 又はサブレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。 ①スクラバ容器温度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備	ケース1	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。
		②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (SA)		②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブレッション・プール水温度 (SA)	ケース1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA)、サブレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。
		②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	ケース4	②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	ケース6	推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 ①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(13/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
原子炉圧力容器内の状態 格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉水位 (SA)	ケース1	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャヤンネルが故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。	
			ケース1	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。	
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA)	ケース1	①原子炉圧力の1チャヤンネルが故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
				ケース5	推定は, 主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
			①原子炉圧力	ケース1	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
				ケース5	推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャヤンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	ケース1	①ドライウエル温度 (SA) の1チャヤンネルが故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。	
			ケース5	推定は, 主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。	
	原子炉格納容器内の状態	①主要パラメータの他チャヤンネル ②サブプレッション・チェンパソソル圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	ケース1	①ドライウエル圧力 (SA) の1チャヤンネルが故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, サブプレッション・チェンパソソル圧力 (SA) により推定する。	
			ケース5	③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。	
推定は, 主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。					

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(14/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建物の状態 格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	ケース1	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース10	
	低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	ケース1	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース10	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(15/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	ケース2	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッジョン・プール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの代替注水流量 (常設) を優先する。
	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水ポンプ出口圧力 ③ [サブプレッジョン・プール水位] ※2	ケース2	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッジョン・プールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替注水ポンプ出口圧力から原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッジョン・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、サブプレッジョン・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(16/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(17/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	ケース12	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。 ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料プール水位を推定する。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	ケース12	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プール監視カメラ (SA)	ケース12	①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、水位と放射線率の関係により放射線量を推定する。 ②燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールを直接監視する燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	ケース12	①燃料プール監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

保安規定第 6 5 条

表 6 5 - 1 3 「計装設備」

6 5 - 1 3 - 2 「補助パラメータ」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明
2. 添付資料
 - 添付-1 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)

 - 添付-2 代替措置に関する設備
 - (1) 審査会合資料抜粋 (代替措置に関する説明)

65-13-2 補助パラメータ ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
補助パラメータ	補助パラメータが監視可能であること※1

1. 電源関係

適用される 原子炉の状態④	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数⑤
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	C-メタクラ母線電圧	1
	D-メタクラ母線電圧	1
	HPCS-メタクラ母線電圧	1
	C-ロードセントラ母線電圧	1
	D-ロードセントラ母線電圧	1
	緊急用メタクラ電圧	1
	SAロードセントラ母線電圧	1
	B1-115V系蓄電池(SA)電圧	1
	A-115V系直流盤母線電圧	1
	B-115V系直流盤母線電圧	1
運転 起動 高温停止	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧	1
	230V系直流盤(常用)母線電圧	1

※1：監視対象の系統本体が動作可能であることを要求されない場合を除く。

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

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(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、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準としている補助パラメータが監視可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

- ・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十八条(1.15)
「計装設備(事故時の計装に関する手順等)」として、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける(手順等を定める)こと。

④ 電源関係のパラメータは「65-12(電源設備)」と同様に、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備を補助的に監視するパラメータであることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。ただし、230V系直流盤(常用)母線電圧については、「運転、起動および高温停止」とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系のパラメータは、「65-3-3(主蒸気逃がし安全弁の機能回復)」と同様に、適用される原子炉の状態は「運転、起動および高温停止」とする。原子炉補機冷却水系のパラメータは、原子炉内に燃料が装荷されている期間および燃料プールの照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として補助的に監視するパラメータであることから、「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

⑤ 各パラメータを監視するため、必要なチャンネル数を動作可能であるべきチャンネル数とする。

2. その他

適用される 原子炉の状態④	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数⑤
運転 起動 高温停止	ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	1※2
	N ₂ ガスポンベ圧力	1※2
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	1※3
	R ₁ W熱交換器出口温度	1※3
	R ₂ Wサージタンク水位	1※3

※2：逃がし安全弁窒素ガス供給系1系列あたり。

※3：原子炉補機冷却水系1系列あたり。

(2) 確認事項

項目⑥	頻度	担当
1. 補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。	定事検停止時	課長 （電気）
2. 補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。	定事検停止時	課長 （計装）
3. 補助パラメータを監視する計器が健全であることを確認する。	1箇月に1回	当直長

- ⑥ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針
4. 2）
- a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
項目1, 2が該当。
定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施し、確認事項は、保安規定第27条（計測および制御設備）の各チャンネルと同様、チャンネル校正または性能確認を行う。
 - b. 動作確認（計器が健全であることを確認する。）
項目3が該当。
「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき常設設備は1箇月に1回、計器が健全であることを確認する。

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件 ⑦	要求される措置 ⑧	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 補助パラメータが監視不能の場合	A1. 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措置を開始する。 および A2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 30日間
	B. 条件AのA1またはA2で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	3日間
	C. 条件AのA3または条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換	A. 補助パラメータが監視不能の場合	A1. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および 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措置を開始する。 および A3. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。	速やかに 速やかに 速やかに

※4：代替計器等による監視をいう。

- ⑦ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
補助パラメータが監視不能の場合を条件として設定している。
- ⑧ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))
- 【運転、起動および高温停止】**
A1. 動作不能となった当該計器の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。(添付-2)
- 代替措置は、可能な限りその目的および検知性が同一なものから選定し、同一なものがない場合は添付-2の優先順位により、間接的に検知可能な計器を選定する。
- A2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる。
- A3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故対処設備のAOT上限である「30日間」とする。
- B1. 補助パラメータおよび代替措置による監視機能を全て失ったことから、AOTは「3日間」とする。
- C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。
- 【冷温停止および燃料交換】**
A1. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。
A2. 動作不能となった当該計器の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。(添付-2)
A3. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる。

第6.4-4表 重大事故等対処設備を活用する手順の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

分類	補助パラメータ
電源関係	C-メタクラ母線電圧
	D-メタクラ母線電圧
	HPCS-メタクラ母線電圧
	C-ロードセンタ母線電圧
	D-ロードセンタ母線電圧
	緊急用メタクラ電圧
	SAロードセンタ母線電圧
	B1-115V系蓄電池(SA)電圧
	A-115V系直流盤母線電圧
	B-115V系直流盤母線電圧
	230V系直流盤(常用)母線電圧
	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧
その他	ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力
	N ₂ ガスボンベ圧力
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力
	RCW熱交換器出口温度
	RCWサージタンク水位

個別説明事項①—(6/7) 補助パラメータの扱いについて

【参考】補助パラメータの監視が不能となった場合の代替措置について

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

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

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

＜選定②＞当該系統の当該計器と類似の計器

(例) M/C電圧に対する同期検定ランニング電圧

＜選定③＞当該系統の上流側・下流側の計器により代替監視可能なもの。

(例) ADS入口圧力に対する高圧ポンベ出口圧力

＜選定④＞当該系統と同等の他系統において同等な計器で代替監視可能なもの。

(例) 他系統の非常用D/G発電機電圧等

保安規定第 6 5 条

表 6 5 - 1 3 「計装設備」

6 5 - 1 3 - 3 「可搬型計測器」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付 - 1 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付 8 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付 8 (監視パラメータ)

65-13-3 可搬型計測器 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
可搬型計測器	所要数が動作可能であること

適用される 原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	可搬型計測器	29個

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

② 運転上の制限対象とする系統・機器

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、可搬型計測器の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1.15）
「計装設備（事故時の計装に関する手順等）」として、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ 可搬型計測器は、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（原子炉压力容器内の温度、原子炉压力容器内の圧力、原子炉压力容器内の水位、原子炉压力容器への注水量、原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、格納容器内の圧力、原子炉格納容器内の圧力、原子炉格納容器内の水位、最終ヒートシシクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建物内の水素濃度、燃料プールの監視）の計測または推定を行うのに必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 可搬型計測器は、原子炉压力容器および原子炉格納容器内の温度、圧力、水位および流量（注水量）等の計測用として、所要数を29個とする。（測定時の故障を想定した予備は所要数に含まない。）なお、上記の設備は原子炉建物内に配備された可搬型重大事故等対処設備であり、1N要求設備である。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-1）

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 2)
 a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)項目1が該当。
 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基つき1年に1回、模擬入力による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」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基つき3箇月に1回、外観点検、通電等の確認により動作可能であることを確認する。

⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。
 可搬型計測器は、1N要求設備であるため、動作可能な設備が所要数未満になった場合を条件として設定する。
 ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3(2),(3))
【運転、起動および高温停止】
 A1. 動作不能となった当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。
 A2. 動作不能となった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、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。
 B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

【冷温停止および燃料交換】
 A1. 動作不能となった当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。
 A2. 動作不能となった当該設備の機能を補完する代替措置(計測機器の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 所要数の可搬型計測器の機能を確認する。	1年に1回	課長(計装)
2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長(計装)

(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. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A1. 課長(計装)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 課長(計装)は、代替措置*1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する*2。	30日間 30日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 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. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A1. 課長(計装)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および	速やかに 速やかに
		A2. 課長(計装)は、代替措置*1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	

※1：代替品の補充等をいう。
 ※2：30日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、30日間を超えたとしても条件Bには移行しない。

他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

6.4.2.3 共用の禁止

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

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，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（事故処理を含む。）を行うことができ，安全性の向上を図る設計とする。

また，安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

6.4.2.4 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設計基準事故時の計測機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため，設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ・残留熱除去ポンプ出口流量

- ・ 格納容器水素濃度（B系）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
- ・ 中性子源領域計装
- ・ 中間領域計装
- ・ 平均出力領域計装
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ・ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ・ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ・ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ・ 格納容器酸素濃度（B系）
- ・ 燃料プール水位・温度（S A）

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

- ・ 原子炉圧力容器温度（S A）
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（S A）
- ・ 高圧原子炉代替注水流量
- ・ 代替注水流量（常設）
- ・ 低圧原子炉代替注水流量
- ・ 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
- ・ 格納容器代替スプレイ流量
- ・ ペDESTAL代替注水流量
- ・ ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）

- ・ 残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル温度 (S A)
- ・ ペDESTAL温度 (S A)
- ・ ペDESTAL水温度 (S A)
- ・ サプレッション・チェンバ温度 (S A)
- ・ サプレッション・プール水温度 (S A)
- ・ ドライウェル圧力 (S A)
- ・ サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
- ・ サプレッション・プール水位 (S A)
- ・ ドライウェル水位
- ・ ペDESTAL水位
- ・ 格納容器水素濃度 (S A)
- ・ スクラバ容器水位
- ・ スクラバ容器圧力
- ・ スクラバ容器温度
- ・ 第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・ 低圧原子炉代替注水槽水位
- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉建物水素濃度
- ・ 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・ 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・ 格納容器酸素濃度 (S A)
- ・ 燃料プール水位 (S A)
- ・ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)
- ・ 燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)

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

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

第1 ベントフィルタ出口水素濃度は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。原子炉格納容器の排出経路での水素濃度監視用として1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）等の計測用として1セット 30 個（測定時の故障を想定した予備1個含む。）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として30個を含めて合計60個を保管する設計とする。

6.4.2.5 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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度（SA）
- ・ドライウェル温度（SA）
- ・ペDESTAL温度（SA）
- ・ペDESTAL水温度（SA）
- ・サプレッション・チェンバ温度（SA）
- ・サプレッション・プール水温度（SA）
- ・ドライウェル水位

監視パラメータ

開閉箇所を下線にて示す

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	0 ~ 500°C	最大値： 302°C	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300°C) に対して、500°Cまでを監視可能。	1	
	原子炉圧力 ^{※1}				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉圧力 (SA) ^{※1}						
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}						
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}						
	原子炉水位 (SA) ^{※1}						
残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1}						「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※2}	2	0 ~ 10MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.68MPa [gage]) を包絡する範囲として設定。なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。		1
	原子炉圧力 (SA) ^{※2}	1	0 ~ 11MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の1.2倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。		
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}						
	原子炉水位 (SA) ^{※1}						
	原子炉圧力容器温度 (SA) ^{※1}					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※2	2	-400～150cm※3	-798～132cm※3	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3～8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	1
	原子炉水位 (燃料域) ※2	2	-800～-300cm※3			
	原子炉水位 (SA) ※2	1	-900～150cm※3			
	高圧原子炉代替注水流量※1					
	代替注水流量 (常設) ※1					
	低圧原子炉代替注水流量※1					
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ※1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱除去ポンプ出口流量※1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1					
原子炉圧力※1						
原子炉圧力 (SA) ※1						
サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1						
「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ						
「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ						

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105v/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧原子炉代替注水流量	1	0～150m ³ /h	— ^{**8}	高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (93m ³ /h) を監視可能である。	1
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0～150m ³ /h	0～99m ³ /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m ³ /h) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	0～1,314m ³ /h	高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m ³ /h) を監視可能。	
	代替注水流量 (常設)	1	0～300m ³ /h	— ^{**8}	低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (230m ³ /h) を監視可能。	—
	低圧原子炉代替注水流量	2	0～200m ³ /h	— ^{**8}	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	0～50m ³ /h	— ^{**8}		残留熱除去ポンプの最大注水量 (1,380m ³ /h) を監視可能。
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0～1,500m ³ /h	0～1,380m ³ /h		
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	0～1,314m ³ /h	低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m ³ /h) を監視可能。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0～50m ³ /h	— ^{**8}	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m ³ /h) を監視可能。	1

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器牽レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレクション・プールの通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は24個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブレーション・プール水位 (SA) ※1			「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	低圧原子炉代替注水槽水位※1			「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉水位 (広帯域) ※1					
	原子炉水位 (燃料域) ※1			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉水位 (SA) ※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水量 (常設)			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	格納容器代替スプレイ流量	2	0～150m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	1
	ペDESTアル代替注水量	2	0～150m ³ /h	—※8	大量送水車を用いたペDESTアル代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	1
	ペDESTアル代替注水量 (狭帯域用)	2	0～50m ³ /h	—※8		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0～150m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	1
	低下原子炉代替注水槽水位※1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル圧力 (SA) ※1					
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1					
	ドライウエル水位※1					
	サブレーション・プール水位 (SA) ※1					
	ペDESTアル水位※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水量※1					
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (6/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) ※2	7	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1
	ペデスタル温度 (SA) ※2	2	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1
	ペデスタル水温度 (SA)	2	0～300℃	—※8	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	1
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブレーション・プール水温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd：853kPa [gage]) におけるサブレーション・プールの飽和温度 (約178℃) を監視可能。	1
	ドライウェル圧力 (SA) ※1					
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1					
「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) ※2	2	0～1,000kPa [abs]	最大値： 324kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa [gage]）を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0～1,000kPa [abs]	最大値： 206kPa [gage]		
	ドライウエル温度 (SA) ※1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	ペダスタル温度 (SA) ※1					
サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※1						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑧ 原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	3	-3.0m ^{※5} , -1.0m ^{※5} , +1.0m ^{※5}	- ^{※8}	重大事故等時において、溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能。 残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペデスタル代替注水系 (可搬型) による注水の停止の判断基準 (格納容器底面+1.0m) を監視可能。	1
	サブレーション・プール水位 (S.A) ^{※2}	1	-0.80~5.50m ^{※4}	-0.5~0m ^{※4}	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。 (サブレーション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -0.5m についても監視可能。)	1
	ペデスタル水位	4	+0.1m ^{※6} , +1.2m ^{※6} , +2.4m ^{※6} , +2.4m ^{※6}	- ^{※8}	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (+2.4m) があることを監視可能。	1
	代替注水流速 (常設) ^{※1}					
	低圧原子炉代替注水流速 ^{※1}					
	低圧原子炉代替注水流速 (狭帯域用) ^{※1}					
	格納容器代替スプレイ流速 ^{※1}					
	ペデスタル代替注水流速 ^{※1}					
	ペデスタル代替注水流速 (狭帯域用) ^{※1}					
	低圧原子炉代替注水流速 ^{※1}					
「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ 「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ						

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105v/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 換出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (9/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系) ※2	1	0～5 vol% / 0～100 vol%	0～2.0 vol%	重大事故等に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある 範囲 (0～90.4 vol%) を監視可能。	—
	格納容器水素濃度 (SA) ※2	1	0～100 vol%	0～2.0 vol%	重大事故等に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある 範囲 (0～90.4 vol%) を監視可能。	—
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエール)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約10Sv/h未満※9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合)は約10Sv/h)を 把握する上で監視可能(上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過 時間とともに低くなる)。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約10Sv/h未満※9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合)は約10Sv/h)を 把握する上で監視可能(上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過 時間とともに低くなる)。	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等に使用するための、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装 ^{※2}	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約21倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、中間領域計装、平均出力領域計装によって監視可能。	-
	中間領域計装 ^{※2}	8	$0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{10} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$		原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中間領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	
	平均出力領域計装 ^{※2}	6 ^{※7}	$0 \sim 125\%$ $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フイードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器下部より1,328cm）。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑫ 最終ヒートシンクの確保	サブレーション・プール水温度 (SA) ※2			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱除去系熱交換器出口温度			「⑩最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※2			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量※2			「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	サブレーション・プール水位 (SA) ※1			「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉水位 (広帯域) ※1					
	原子炉水位 (燃料域) ※1					
	原子炉水位 (SA) ※1			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1			「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ		
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※1			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		
	ドライウエル温度 (SA) ※1					
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※1			「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：換出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可機型 計測器個数	
格納容器 フィルターベント系	スクラ容器水位	8	[]	—※8	系統待機時におけるスクラ容器水位の範囲 (1,700mm~1,900mm) 及びフィルター装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 ([]) を監視可能。	1	
	スクラ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [gauge]	—※8	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルターベント系の最高使用圧力 (0.853MPa [gauge]) が監視可能。	1	
	スクラ容器温度	4	0 ~ 300℃	—※8	格納容器フィルターベント系の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	1	
	第1ベントフィルター出口放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)		2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	—※8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1ベントフィルター出口の最大放射線量率 (約 1.6×10^1 Sv/h) を監視可能。	—
			1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—※8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第1ベントフィルター出口の最大放射線量率 (約 6.5×10^{-2} mSv/h) を監視可能。	—
	第1ベントフィルター出口水素濃度	1	0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol%	—※8	格納容器ベント停止後の窒素によるパーージを実施し、第1ベントフィルター出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4 vol%) 未満であることを監視可能。	—	
	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ						
	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ						
	ドライウエル圧力 (SA) ※1 サプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1 格納容器水素濃度 (B系) ※1 格納容器水素濃度 (SA) ※1						

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518) ※11: 検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑫ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0 ~ 200℃	185℃以下	残留熱除去系の運転時における, 残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0 ~ 200℃	185℃以下	残留熱除去系の運転時における, 残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1
残留熱除去系	残留熱除去ポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉圧力容器温度 (S A) ※1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	サブプレッション・プールの水温度 (S A) ※1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量※1	2	0 ~ 1, 500m ³ /h	0 ~ 1, 218m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1, 218m ³ /h) を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m ³ /h) を監視可能。	1
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1				「⑨格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ	

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1, 328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 高部出力領域計装の検出器は124個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用するための, 設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (15/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑭ 水源の確保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0 ~ 1, 500m ³ (0 ~ 12, 542mm)	— ※ 8	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端 (0 ~ 1, 495m ³) を監視可能である。	1
	サブレーション・プール水位 (SA) ※2				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	高圧原子炉代替注水流量※1					
	代替注水流量 (常設) ※1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱除去ポンプ出口流量※1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1					
						「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (16/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 水源 の 確保 (2/2)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力※1	1	0～10MPa [gage]	最大値： 9.02MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における、原子炉隔離時冷却系の 系統の最高使用圧力 (9.02MPa [gage]) を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1	1	0～12MPa [gage]	最大値： 8.93MPa [gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時における、高圧炉心スプレイ系 系統の最高使用圧力 (8.93MPa [gage]) を監視可能。	
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1	「⑩格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ				
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1					
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力※1	2	0～4MPa [gage]	—※8	重大事故等時における、低圧原子炉代替注水ポンプの最高使 用圧力 (3.92MPa [gage]) を監視可能。	1
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1	2	0～3MPa [gage]	—※8	重大事故等時における、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧 力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域) ※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
	原子炉水位 (燃料域) ※1					
	原子炉水位 (SA) ※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (17/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑮ 原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	1 6	0～10vol% 0～20vol%	—※8	重大事故等時において、原子炉建物内の水素燃焼の可能性 (水素濃度：4 vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である4 vol%未満に低減する)。	—
	静的触媒式水素処理装置入口温度※1 静的触媒式水素処理装置出口温度※1	2 2	0～100℃ 0～400℃	—※8	重大事故等時において、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	1 1
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系) ※2	1	0～5 vol% 0～25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～4.4vol%) を監視可能。	—
	格納容器酸素濃度 (SA) ※2	1	0～25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～4.4vol%) を監視可能。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ※1					
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ※1					
	ドライウエル圧力 (SA) ※1 サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1				「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ 「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器雰囲気レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するため、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (18/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑬ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) ※2	1	-4.30~7.30m ^{※10} (EL31218~42818)	6,982mm ^{※10} (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
	燃料プール水位・温度 (SA) ※2	1 ^{※11}	-1,000~6,710mm ^{※10} (EL34518~42228)	6,982mm ^{※10} (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
			0~150℃	最大値: 65℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。	
	燃料プールエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ※2	1	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	— ^{※8}	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量率の範囲 (10 ⁻³ ~10 ⁷ mSv/h) にわたり監視可能。	—
1		10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h				
燃料プール監視カメラ (SA) ※2	1	—	— ^{※8}	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	—	

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4: 基準点はサブレッシュジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 高部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。

保安規定第65条

表65-13「計装設備」

65-13-4「パラメータ記録」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

65-13-4 パラメータ記録①

(1) 運転上の制限

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

適用される 原子炉の状態④	設 備⑤	所要数⑥
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	※1
	SPDSデータ収集サーバ	※1
	SPDS伝送サーバ	※1
	SPDSデータ表示装置	※1

※1：第65条 (65-17-1 通信連絡設備) において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十八条 (1. 15) が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・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安全パラメータ表示システム (SPDS) が動作可能であることを運転上の制限とする。
(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第五十八条 (1. 15)

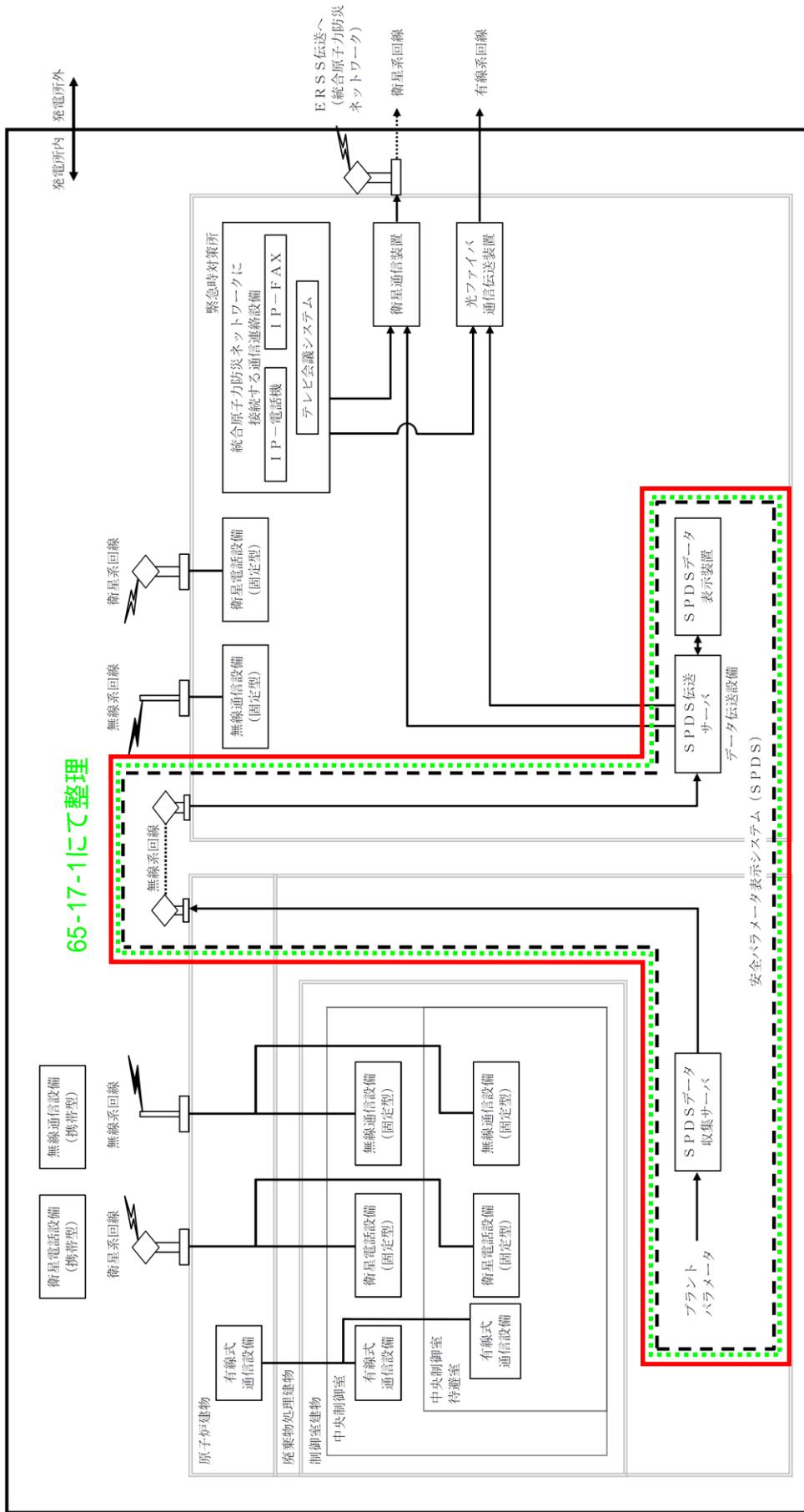
「計装設備 (事故時の計装に関する手順等)」として、重大事故等が発生し、計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける (手順等を定める) こと。

④ 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、当該重大事故等に対処するために監視することが必要となる重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータの記録に必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 本表について、すべての設備を他表にて運転上の制限等を定めており、確認事項および要求される措置についても他表にて記載していることから、運転上の制限 (項目・運転上の制限・適用される原子炉の状態) のみを記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

65-13-4の範囲
赤枠にて示す



第10.11-1-1図 通信連絡設備概略系統図

保安規定第65条

表65-14「運転員が中央制御室にとどまるための設備」

65-14-1「中央制御室の居住性確保」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

表65-1-4 運転員が中央制御室にとどまるための設備

65-1-4-1 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) 中央制御室非常用循環系が動作可能であること※1 (2) 中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンプ)が動作可能であること※2 (3) プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室), 中央制御室差圧計, 待避室差圧計, 酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること
その他設備	LEDライト(三脚タイプ)の所要数が動作可能であること

適用される 原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転 起動 高温停止 炉心変更時※4 または原子炉棟 内で照射された 燃料に係る作業 時	中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	1台
	中央制御室送風機	1台
	中央制御室非常用再循環送風機	1台
	中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンプ)	15本
	プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)	1個
	酸素濃度計	2個
	二酸化炭素濃度計	2個
	中央制御室差圧計	1個
	待避室差圧計	1個
	LEDライト(三脚タイプ)	2個
	衛星電話設備(固定型)	※5
	無線通信設備(固定型)	※5
	常設代替交流電源設備	※6
可搬型代替交流電源設備	※7	
代替所内電気設備	※8	

※1：正圧化および隔離に必要なバウンダリ※3、弁、配管、ダクトおよびダンパを含む。また、当該系統が動作不能時は、「第56条 中央制御室非常用循環系」の運転上の制限も確認する。

① 設置許可規程規則(技術的能力審査基準)第五十九条(1.16)が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、中央制御室非常用循環系が動作可能であること、中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンプ)が動作可能であること、ならびにプラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)等の所要数が動作可能であることとを運転上の制限とする。なお、中央制御室は1号炉および2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65-1-7-1(通信連絡設備)、常設代替交流電源に係わる設備は65-1-2-1(常設代替交流電源設備)、可搬型代替交流電源に係わる設備は65-1-2-2(可搬型代替交流電源設備)、代替所内電気設備は65-1-2-5(代替所内電気設備)にて整理する。

④ 中央制御室非常用循環系、中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンプ)、その他正圧化時の監視計器や中央制御室待避室にて使用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/燃料プールの有効性評価にて、炉心損傷または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正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非常用循環系(第56条)と同じ適用される原子炉の状態「運転、起動、高温停止および炉心変更時または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時」とする。

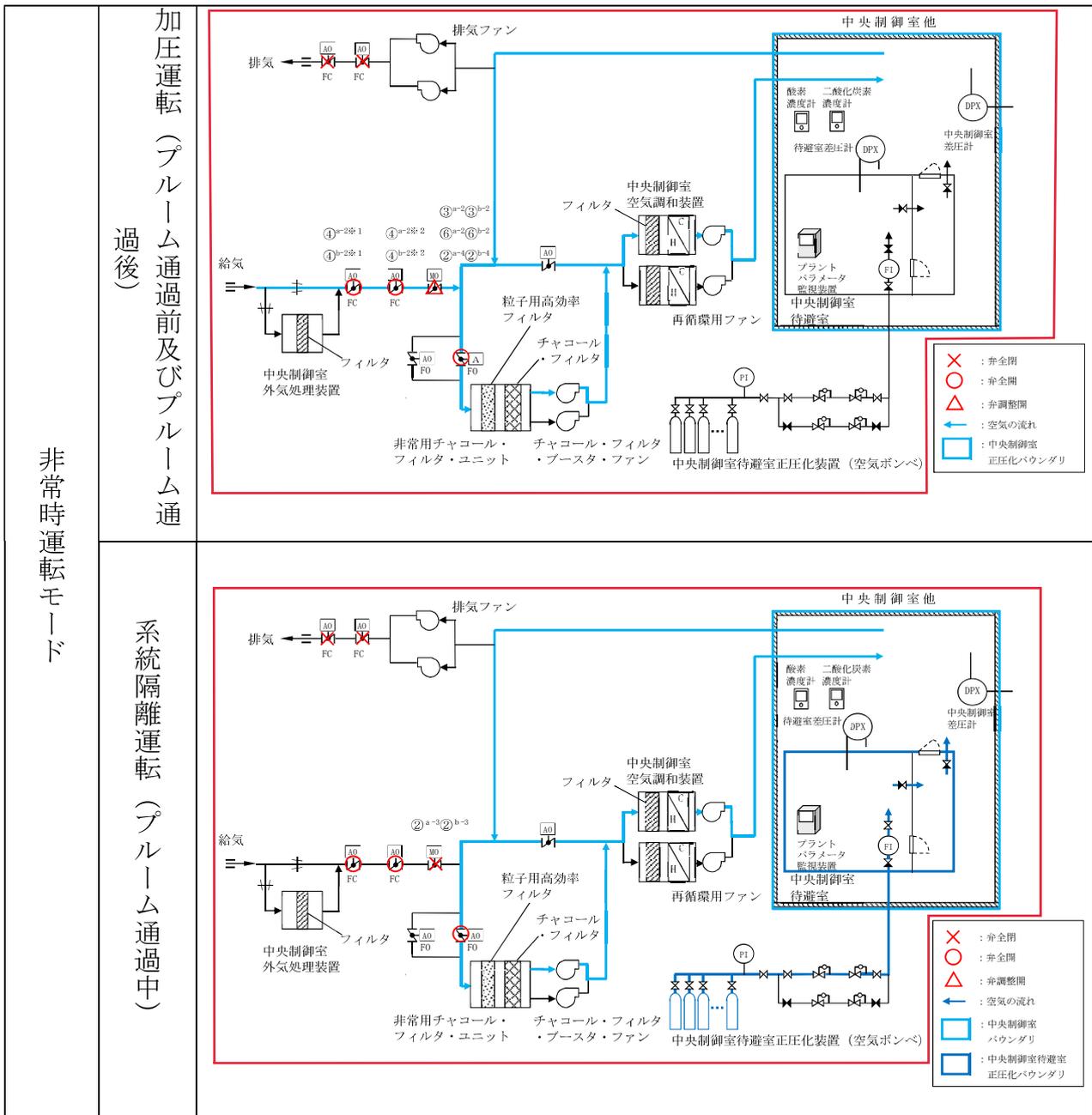
LEDライト(三脚タイプ)は、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまる

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考
<p>※2：正圧化に必要なバウンダリ※3，弁および配管を含む。</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なければ，運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※4：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p> <p>※5：第65条（65-17-1 通信連絡設備）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：第65条（65-12-1 常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：第65条（65-12-2 可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：第65条（65-12-5 代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。</p>	<p>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，冷温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 中央制御室非常用循環系は，1N要求設備であり，中央制御室の居住性を確保するために必要な台数として，中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ1台，中央制御室送風機1台および中央制御室非常用再循環送風機1台を所要数とする。中央制御室待避室正圧化装置（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，設計及び工事計画認可申請書に基づき15本を所要数とする。プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）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個を所要数とする。酸素濃度計および二酸化炭素濃度計は，中央制御室内および中央制御室待避室内の居住環境を測定することから，それぞれ1個必要であるため2個を所要数とする。中央制御室差圧計は，中央制御室内と外気の差圧を測定するために必要となる1個を所要数とする。待避室差圧計は，中央制御室待避室内と中央制御室の差圧を測定するために必要となる1個を所要数とする。LEDRライト（三脚タイプ）は，運転員が中央制御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個数として，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>	

保安規定 第65条 条文				記載の説明	備考
(2) 確認事項				<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)</p> <p>項目1, 2, 7, 10が該当。</p> <p>項目1, 2の頻度については, 設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし, 定事検停止時に性能確認を実施する。</p> <p>項目7の頻度については, 「保安規定変更に係る基本方針」の常設重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき, 定事検停止時に性能確認を実施する。</p> <p>項目10の頻度については, 「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イランス頻度の考え方にに基づき, 1年に1回, 計器校正を実施する。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)</p> <p>項目3, 4, 5, 6, 8, 9, 11が該当。</p> <p>項目3, 4については, 設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし, 1箇月に1回とする。</p> <p>項目5, 6, 9, 11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イランス頻度の考え方にに基づき, 3箇月に1回, 動作可能であることを確認する。</p> <p>項目8の頻度については, 「保安規定変更に係る基本方針」の常設重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき, 1箇月に1回とする。</p> <p>中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては, 中央制御室非常用循環系の動作確認に合わせてフィルタ差圧を確認することで性能を満足していると判断する。</p>	
項目⑦	頻度	担当			
1. 中央制御室非常用循環系の性能確認を実施する。	定事検停止時	課長 (原子炉)			
2. 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの性能確認を実施する。	定事検停止時	課長 (原子炉)			
3. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において, 中央制御室非常用循環系を起動し, 動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長			
4. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において, 中央制御室外気取入調節弁, 中央制御室給気外側隔離弁, 中央制御室給気内側隔離弁, 中央制御室排気内側隔離弁および中央制御室排気外側隔離弁が動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長			
5. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において, 所要数の中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンプ)が規定圧力であることを確認する。	3箇月に1回	当直長			
6. LEDライト(三脚タイプ)の点灯確認を行い, 使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (電気)			
7. 中央制御室差圧計および待避室差圧計が健全であることを確認する。	定事検停止時	課長 (計装)			
8. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において, 中央制御室差圧計および待避室差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。	1箇月に1回	当直長			
9. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において, 酸素濃度計および二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (計装)			
10. 酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	課長 (計装)			
11. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において, ブラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)の伝送確認を実施する。	3箇月に1回	課長 (計装)			

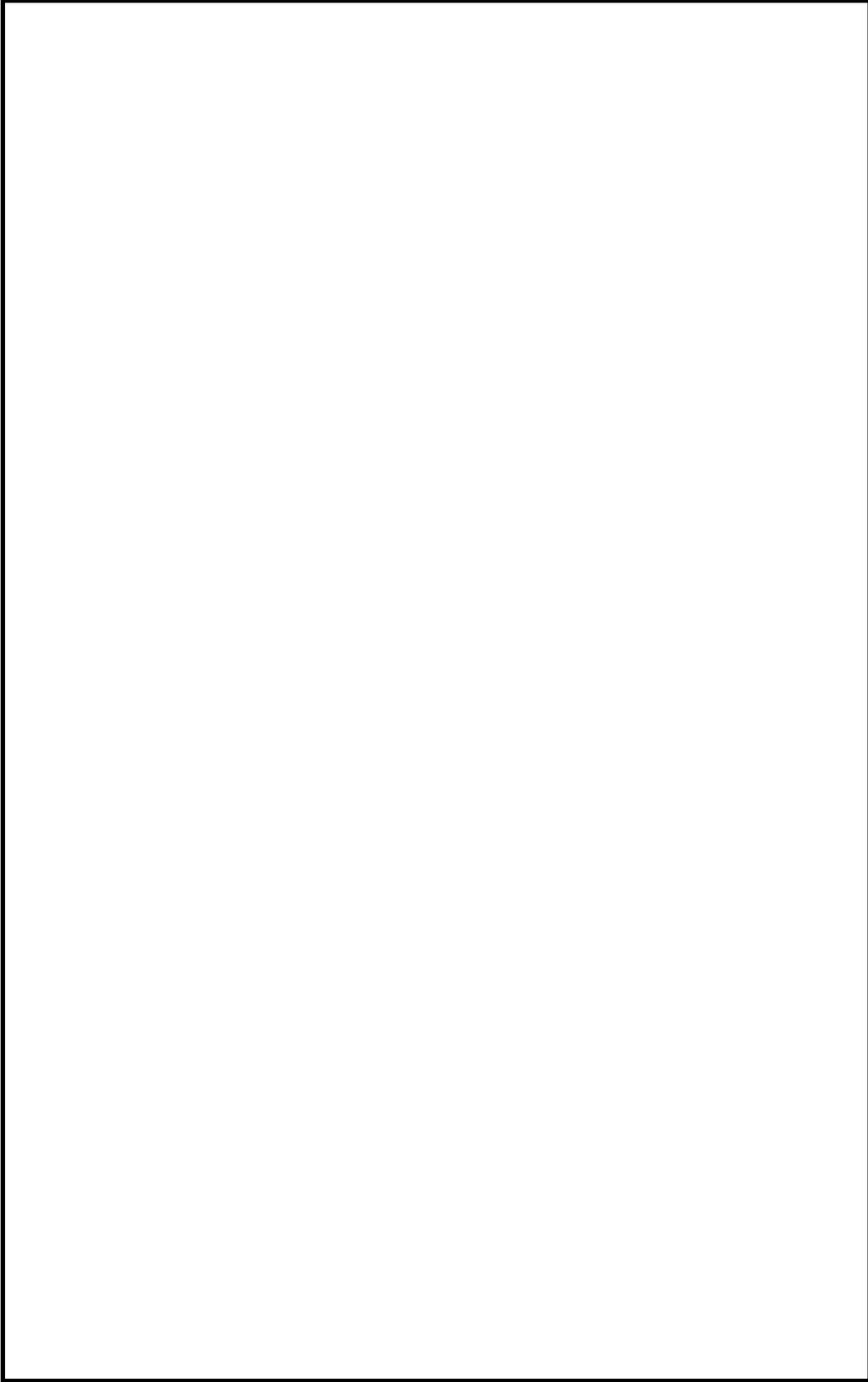
保安規定 第65条 条文		記載の説明		備考
※9：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。				
(3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 中央制御室非常用循環系が動作不能の場合	A1. 当直長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※11とともに、その他の設備※12が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	
	B. 中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンプ)が動作不能の場合	B1. 当直長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※11とともに、その他の設備※12が動作可能であることを確認する。 および B2. 課長(放射線管理)は、代替措置※13を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B3. 課長(放射線管理)は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10日間	
	C. 動作可能なプラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、LEDライト(三脚タイプ)が所要数を満たしていない場合	C1. 課長(計装)または課長(電気)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 課長(計装)または課長(電気)は、代替措置※13を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※14。	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。 中央制御室非常用循環系等は、1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合は所要数を満足しない場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))</p> <p>【運転、起動、高温停止】</p> <p>A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”であり、炉心損傷防止および格納容器破損防止の観点から最も有効と思われる残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器冷却モード、サブレシジョンプール水冷却モード)(非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)、原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系含む)を設定する。なお、原子炉水位の回復には残留熱除去系が3系列以上必要となることから、起動する残留熱除去系については3系列とする。</p> <p>A2. 当該システムを動作可能な状態へ復旧する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限である「3日間」とする。</p> <p>B1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。格納容器フィルタメント系とともに使用する設備であることから、それらと同様に、残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器冷却モード、サブレシジョンプール水冷却モード)(非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)、原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系含む)を設定する。</p> <p>B2. 当該システムの機能を補完する代替措置(空気ポンプの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>B3. 当該システムを動作可能な状態へ復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする</p> <p>C1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、緊急時対策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>				

保安規定 第65条 条文		記載の説明	備考
	D. 条件A, BまたはCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	24時間 36時間	
	D1. 当直長は、高温停止にする。 D2. 当直長は、冷温停止にする。		
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
冷温停止燃料交換	A. 動作可能なLEDライト(三脚タイプ)が所要数を満足していない場合	A1. 課長(電気)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 課長(電気)は、代替措置 ^{※13} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
炉心変更時 ^{※10} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 ^{※10} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当直長は、炉心変更を中止する。 および A2. 当直長は、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>※10：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。 ※11：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※12：非常用ディーゼル発電機2台(高圧炉心スプレイスラッシュポンプを除く。)、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※13：代替品の補充等という。 ※14：10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>			
C2. 当該設備の機能を補完する代替措置(パラメータ監視装置または記録要員の確保、計測補機また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。 D1., D2. 既保安規定と同様の設定とする。 【冷温停止および燃料交換】 A1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるC2.と同様。ただし、代替措置とは、可搬型照明の補充等をいう。また、冷温停止および燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する 【炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時】 A1., A2. 保安規定第56条(中央制御室非常用循環系)と同様の設定とする。			



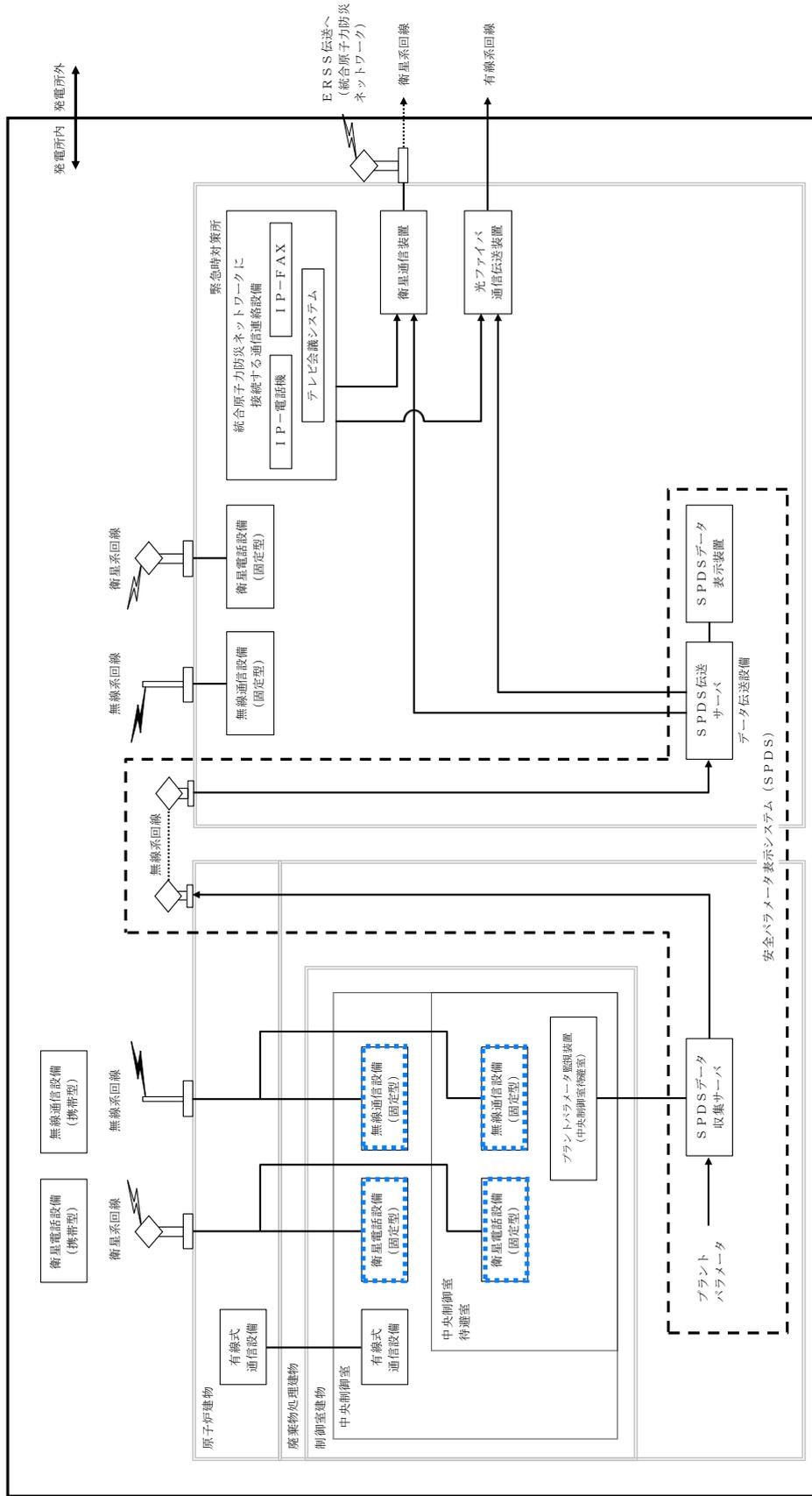
中央制御室バウンダリを構成する隔離弁及びダクトは第56条と兼ねる

中央制御室バウンダリのハッチ、扉を
赤枠にて示す



第 1.16-2 図 中央制御室、中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成図 (1/2)

65-17-1にて整理



第 1.16-14 図 プラントパラメータ監視装置に関するデータ伝送の概要

6.10.2.2.3 共用の禁止

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

中央制御室遮蔽は、重大事故等時において、隣接する1号及び2号炉の事故対応を1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、1号及び2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。

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は、想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため、中央制御室待避室を正圧化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避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15本使用する。保有数は、15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35本の合計50本を保管する。

中央制御室差圧計は、中央制御室の正圧化された室内と外気との差圧の監視が可能な計測範囲を測定できる設計とする。

待避室差圧計は、中央制御室待避室の正圧化された室内と中央制御室との差圧の監視が可能な計測範囲を測定できる設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）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表示が可能なものを1個使用する。保管数は、1個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）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2個使用する。保有数は、2個に加えて、故障時及び保守点検による待

機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避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、各2個使用する。保有数は、各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各1個の合計各3個を保管する設計とする。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、設計基準事故対処設備の中央制御室換気系と兼用しており、運転員を過度の被ばくから防護するための中央制御室内の換気に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、想定される重大事故等時においても、中央制御室の運転員を過度の被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

非常用ガス処理系排気ファンは、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒に沿わせて設ける排気管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，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），LEDライト（三脚タイプ），中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，制御室建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，非常用チャコール・フィルタ・ユニット及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ），は，廃棄物処理建物の中央制御室バウンダリ内に設置し，想定され

第6.10-2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室遮蔽

第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 中央制御室待避室遮蔽

第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 中央制御室換気系

(a) 非常用チャコール・フィルタ・ユニット

第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

(b) 再循環用ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

(c) チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

d. 無線通信設備（固定型）

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の設備主要仕様に記載する。

e. 衛星電話設備（固定型）

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（固定型）の設備主要仕様に記載する。

f. 中央制御室差圧計

第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

g. 待避室差圧計

第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。

第6.10-3表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

b. LEDライト（三脚タイプ）

個 数 2（予備1）

c. 酸素濃度計

個 数 2（予備1）

d. 二酸化炭素濃度計

個 数 2（予備1）

e. プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

個 数 1（予備1）

第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様

(1) 原子炉棟換気系

a. 給気ファン

台数	1 (予備1)
容量	約230,000m ³ /h/台

b. 排気ファン

台数	1 (予備1)
容量	約230,000m ³ /h/台

(2) タービン建物換気系

a. 給気ファン

台数	2 (予備1)
容量	約200,000m ³ /h/台

b. 排気ファン

台数	2 (予備1)
容量	約200,000m ³ /h/台

(3) 中央制御室換気系

a. 再循環用ファン

台数	1 (予備1)
容量	約120,000m ³ /h/台

b. チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

台数	1 (予備1)
容量	約32,000m ³ /h/台

c. 排気ファン

台数	1 (予備1)
容量	約21,000m ³ /h/台

d. 非常用チャコール・フィルタ・ユニット

基数	1
----	---

第 8.2-2 表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様

(1) 中央制御室換気系

a. 再循環用ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要仕様に記載する。

b. チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要仕様に記載する。

c. 非常用チャコール・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（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）

基 数 1

チャコール・フィルタのベッド厚 約50mm

粒子除去効率 99.9%以上（0.3 μ m以上の粒子）

よう素除去効率 95%以上（相対湿度70%以下において）

d. 中央制御室差圧計

兼用する設備は以下のとおり

- ・中央制御室（重大事故等時）

個 数 1

測定範囲 0～200Pa

(2) 中央制御室待避室

a. 待避室差圧計

兼用する設備は以下のとおり

- ・中央制御室（重大事故等時）

個 数 1

測定範囲 0～200Pa

(3) 緊急時対策所換気空調設備

a. 差圧計

第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 中央制御室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）

厚 さ mm以上

材 料 普通コンクリート

(2) 中央制御室待避室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

厚 さ 鉛mm相当以上

材 料 鉛及び鋼板

(3) 緊急時対策所遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

厚 さ mm

材 料 普通コンクリート

保安規定第65条

表65-14「運転員が原子炉制御室にとどまるための設備」

65-14-2「原子炉建物ブローアウトパネルおよび閉止装置」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (所要数)

(2) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設計方針)

保安規定 第65条 条文

65-14-2 原子炉建物ブローアアウトパネルおよび閉止装置 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
原子炉建物ブローアアウトパネル※1	原子炉建物燃料取替階ブローア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	原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル閉止装置	48台

※1：原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネルおよび主蒸気管トンネル室ブローアアウトパネルの開放機能は、第49条（原子炉棟）で確認する。

(2) 確認事項

項目 ⑦	頻度	担当
1. 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル閉止装置の性能を確認する。	定事検査停止時	課長 (原子炉)
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉建物燃料取替階ブローア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箇月に1回	当直長

記載の説明

- ① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十九条（1. 16）が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器
- ③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、常設重大事故等対処設備である原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））
 - ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十九条（1. 16）「運転員がとどまるために必要な設備（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。
- ④ 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル閉止装置は、原子炉建物燃料取替階ブローア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、中央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、起動および高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））
- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル閉止装置はダンパを複数組み合わせる構造で、原子炉建物に48台のダンパが設置されており、48台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））
- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2）
 - a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
項目1が該当。
定事検査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が該当。
「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基つき常設設備は1箇月に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。

備考

(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合	A1. 当直長は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。 および A2. 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。 および A3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間

※2：手動操作等による閉止手段の確認をいう。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
原子炉建物燃料取替階ブローア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。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))

A1. 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル閉止装置は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放してしまった時に、中央制御室の居住性を確保するために、開口部を閉止する対策である。閉止装置の機能が健全でない場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネルの機能が健全であることを“速やかに”確認する。

A2. 原子炉建物燃料取替階ブローア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応設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。

A3. 動作不能となった、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。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

表 7-3 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	
BOP 閉止装置	BOP 閉止装置は、羽根、ハウジング、羽根を駆動するアクチュエータ、シャフト等から構成する。	BOP 閉止装置は、原子炉建物原子炉棟 4 階内壁面のブローアウトパネル開口部 1 箇所毎に 1 式（ダンパ 24 台（2 連ダンパ 6 台、3 連ダンパ 4 台））を設置しており、ケーシングは、取付ボルトにより取付架台に取り付けられ、取付架台は基礎ボルトにより原子炉建物原子炉棟に固定される。	
主要寸法	羽根 <input type="text"/> mm		
材料	羽根 <input type="text"/>		
個数	1 式（ダンパ 24 台） × オペフロ BOP2 箇所 <u>（ダンパ合計 48 台）</u>		
作動方式	電動（手動）		
取付箇所	原子炉建物原子炉棟地上 4 階中間床		

S2 補 VI-1-1-7-別添 4 R1

2. 設備分類

ブローアウトパネル関連設備は以下のとおり，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下「オペフロ BOP」という。），原子炉建物主蒸気管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。），原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下「BOP 閉止装置」という。），建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット）及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置（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，原子炉建物原子炉棟外壁（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，パネルを建物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，原子炉建物原子炉棟主蒸気管トンネル室（以下「MS トンネル室」という。）（地上 1 階及び 2 階中間床）に配置され，差圧により開放するラブチャーパネル及びラブチャーパネルを 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) BOP 閉止装置

BOP 閉止装置は，羽根，ハウジング，羽根を駆動するアクチュエータ，シャフト等から構成されており，通常運転中は，羽根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，羽根をアクチュエータ又は手動ハンドルにより動作させ，ブローアウトパネル開口部を閉止する設備である。

開放状態にある羽根の閉止操作は，中央制御室からの遠隔操作又は BOP 閉止装置のアクチュエータに取り付けられた手動ハンドルによる手動操作により実施する。

(4) 建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット）

竜巻防護ネットは，防護ネット及び架構から構成され，設計竜巻による竜巻飛来物からオペフロ BOP を防護する設備である。

なお，建物開口部竜巻防護対策設備（竜巻防護ネット）の設計については，添付書類 VI-1-1-3-1 「発電用原子炉施設に対する自然事象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類 VI-1-1-3-1-1 「発電用原子炉施設に対する自然事象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(5) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

オペフロ BOP 強制開放装置は、レバースロック及びワイヤーロープ等から構成される開放治具であり、通常時は保管箱に収納されている。

重大事故等時に静的触媒式水素処理装置、格納容器フィルタベント系により原子炉建物内の水素濃度が低下しなかった場合に、ワイヤーロープとオペフロ BOP を接続し、レバースロックにより強制的に開放する設備（「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。）第 68 条「原子炉建屋等の水素爆発を防止するための設備」）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（BOP 閉止装置及びオペフロ BOP 強制開放装置）について、技術基準規則上の主な要求事項を以下に整理した。

(1) オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の要求事項

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

このため、原子炉建物の内外差圧（オペフロ BOP：設計差圧 6.9kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 7.36kPa 以上、12.26kPa 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、原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であり、このため、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）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、オペフロ BOP が設計竜巻や弾性設計用地震動 S_d を超える地震により開放し、安全上支障のない期間内に復旧できない場合には、安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行、停止中は使用済燃料に関連する作業の停止）することを保安規定に定め対応する。

(2) BOP 閉止装置の要求事項

重大事故等対処設備である BOP 閉止装置は、重大事故等時に、中央制御室の居住性を確保するために原子炉建物原子炉棟に設置されたオペフロ 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、原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとして原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できることが必要である。なお、羽根開状態（待機状態）では基準地震動 S_s が作用した後においても、作動性及び BOP 閉止装置閉止後の原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できるようにする必要がある。

また、BOP 閉止装置は羽根閉止後、原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるが、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 を超える地震で開放すること、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、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、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）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。なお、強制開放装置は自主対策設備として、原子炉建物原子炉棟からの水素排出を目的に設置されている。

保安規定第65条

表65-15「監視測定設備」

65-15-1「監視測定設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十条（1. 17）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、監視測定設備の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

- ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十条（1. 17）
「監視測定設備（手順等）」として、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定し、その結果を記録できる設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ 監視測定設備は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺において、発電所から放出される放射性物質の濃度および放射線量等の監視・測定・記録に必要な設備であり、重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において、待機が必要な設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 監視測定設備は1N要求の可搬型重大事故等対処設備であることから、監視に必要な数を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-1）

表65-1-5 監視測定設備

65-1-5-1 監視測定設備 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
監視測定設備	所要数が動作可能であること

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	GM汚染サーベイメータ	2台※1
	NaIシンチレーションサーベイメータ	2台※1
	α・β線サーベイメータ	1台※1
	電離箱サーベイメータ	2台※1
	可搬式ダスト・よう素サンプラ	2台※1
	可搬式モニタリングポスト※2	10台
	可搬式気象観測装置※2	1台
	小型船舶	※3
	常設代替交流電源設備	※4
	代替所内電気設備	※5

※1：緊急時対策所あたりの合計所要数。

※2：データ表示装置を含む。

※3：第65条（65-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制）において運転上の制限等を定める。

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

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

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 所要数の可搬式ダスト・よう素サンプグラの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)
2. 所要数の可搬式ダスト・よう素サンプグラが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)
3. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)
4. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)
5. 所要数のGM汚染サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)
6. 所要数のGM汚染サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)
7. 所要数の電離箱サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)
8. 所要数の電離箱サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)
9. 所要数の α ・ β 線サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)
10. 所要数の α ・ β 線サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)
11. 所要数の可搬式モニタリングポストの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)
12. 所要数の可搬式モニタリングポストが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)
13. 所要数の可搬式気象観測装置の機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)
14. 所要数の可搬式気象観測装置が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)

- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針
4. 2)
- a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。)
項目 1, 3, 5, 7, 9, 11, 13 が該当。
「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき1年に1回、性能確認を実施する。
- b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)
項目 2, 4, 6, 8, 10, 12, 14 が該当。
「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき、3箇月に1回、電源を入れ指示値に異常が無いこと等により動作可能であることを確認する。

小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬式気象観測装置は、屋外の気象観測設備と離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

8.1.2.2.2 悪影響防止

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

可搬式モニタリング・ポスト、放射能測定装置、小型船舶及び可搬式気象観測装置は、他の設備から独立して単独で使用可能とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

8.1.2.2.3 共用の禁止

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

8.1.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬式モニタリング・ポストの保有数は、モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての6台、発電所海側での監視・測定のための3台、緊急時対策所の正圧化判断用としての1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台を保管する。

放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ及び電離箱サー

ベイ・メータの保有数は、放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として2台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。放射能測定装置のうち α ・ β 線サーベイ・メータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。

可搬式気象観測装置は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。

可搬式気象観測装置の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。

可搬式モニタリング・ポスト、可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ、電離箱サーベイ・メータ及び可搬式気象観測装置の電源は、蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。

8.1.2.2.5 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。

可搬式モニタリング・ポストは、第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、並びに屋外に設置し、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。可搬式モニタリング・ポストの操作は、重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様

(1) 環境モニタリング設備

a. 移動式モニタリング設備

(a) 可搬式モニタリング・ポスト

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	N a I (T 1) シンチレーション 半導体
計測範囲	10～10 ⁹ nGy/h
個 数	10（予備2）
伝送方法	衛星系回線

(b) 放射能測定装置

(b-1) 可搬式ダスト・よう素サンプラ

個 数	2（予備1）
-----	--------

(b-2) N a I シンチレーション・サーベイ・メータ

種 類	N a I (T 1) シンチレーション
計測範囲	0～30ks ⁻¹
個 数	2（予備1）

(b-3) GM汚染サーベイ・メータ

種 類	GM管
計測範囲	0～100kmin ⁻¹
個 数	2（予備1）

(b-4) α・β線サーベイ・メータ

種 類	Z n S (A g) シンチレーション プラスチックシンチレーション
計測範囲	0～100kmin ⁻¹
個 数	1（予備1）

(b-5) 電離箱サーベイ・メータ

種 類	電離箱
計測範囲	0.001~300mSv/h
個 数	2 (予備 1)

b. 小型船舶

個 数	1 (予備 1)
-----	----------

c. 可搬式気象観測装置

観測項目	風向, 風速, 日射量, 放射収支量, 雨量
個 数	1 (予備 1)
伝送方法	衛星系回線

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様

(1) 環境モニタリング設備

a. 移動式モニタリング設備

(a) 可搬式モニタリング・ポスト

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	N a I (T 1) シンチレーション 半導体
計測範囲	10～10 ⁹ nGy/h
個 数	10（予備2）
伝送方法	衛星系回線

(b) 放射能測定装置

(b-1) 可搬式ダスト・よう素サンプラ

個 数	2（予備1）
-----	--------

(b-2) N a I シンチレーション・サーベイ・メータ

種 類	N a I (T 1) シンチレーション
計測範囲	0～30ks ⁻¹
個 数	2（予備1）

(b-3) GM汚染サーベイ・メータ

種 類	GM管
計測範囲	0～100kmin ⁻¹
個 数	2（予備1）

(b-4) α・β線サーベイ・メータ

種 類	Z n S (A g) シンチレーション プラスチックシンチレーション
計測範囲	0～100kmin ⁻¹
個 数	1（予備1）

(b-5) 電離箱サーベイ・メータ

種 類	電離箱
計測範囲	0.001~300mSv/h
個 数	2 (予備1)

b. 小型船舶

個 数	1 (予備1)
-----	---------

c. 可搬式気象観測装置

観測項目	風向, 風速, 日射量, 放射収支量, 雨量
個 数	1 (予備1)
伝送方法	衛星系回線

保安規定第65条

表65-16「緊急時対策所」

65-16-1「緊急時対策所の居住性確保」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

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

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

表65-16

65-16-1 緊急時対策所の居住性確保 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
被ばく低減設備	(1) 空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ) が動作可能であること ^{*1} (2) 緊急時対策所空気浄化送風機 ^{*2} および緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが動作可能であること ^{*3} (3) 差圧計, 酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること
その他設備	可搬式エリア放射線モニタの所要数が動作可能であること

適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{*5} または 原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ)	4 5 4 本
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 差圧計 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 可搬式エリア放射線モニタ 可搬式モニタリングポスト	1 台 1 台 1 個 1 個 1 個 1 台 ※6

※1：正圧化に必要なバウンダリ^{*4}、弁および配管を含む。

※2：緊急時対策所空気浄化装置操作盤を含む。

※3：正圧化に必要なバウンダリ^{*4}およびダクトを含む。

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でも維持できるよう、空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ)、緊急時対策所空気浄化送風機および緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが動作可能であることならびに差圧計等の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))
また、一時的なバウンダリの開放については、要員を配置する等速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第六十一条 (1. 18)

「緊急時対策所 (の居住性に関する手順等)」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、必要な指示および通信連絡に係わる設備は、65-17-1 (通信連絡設備) にて整理する。

④ 空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ) 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、緊急時対策所は必要な要員がとどまることができるよう適切に措置を講じたもの、必要な情報を把握できる設備およ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、中央制御室非常用循環系 (第56条) と同じく、適用される原子炉の状態「運転、起動、高温停止および炉心変更時または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時」とする。

緊急時対策所空気浄化送風機および緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式エリア放射線モニタおよび可搬式モニタリングポストについては、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、冷温停止および燃料交換」とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ) は、重大事故時において、緊急時対策所の正圧化ならびに酸素濃度およ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

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考																																							
<p>※4：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>※5：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p> <p>※6：第65条（65-15-1 監視測定設備）において運転上の制限等を定める。</p>	<p>数として、工事計画認可申請書に基づき、454本を所要数とする。</p> <p>緊急時対策所空気浄化送風機は、必要な換気容量を有するもの1台を所要数とする。</p> <p>緊急時対策所空気浄化ユニットは、必要な除去効率を有するもの1台を所要数とする。</p> <p>差圧計は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視するため、1個を所要数とする。</p> <p>酸素濃度計および二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所の酸素濃度およ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>可搬式エリア放射線モニタは、重大事故時において、緊急時対策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>(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>																																								
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="741 222 783 498">項目 ⑦</th> <th data-bbox="741 498 783 988">頻度</th> <th data-bbox="741 988 783 1626">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="783 222 846 2751">1. 緊急時対策所空気浄化ユニットが使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="783 498 846 988">3箇月に1回</td> <td data-bbox="783 988 846 1626">課長（原子炉）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="846 222 909 2751">2. 緊急時対策所空気浄化送風機および緊急時対策所空気浄化ユニットの性能確認を実施する。</td> <td data-bbox="846 498 909 988">定事検止時</td> <td data-bbox="846 988 909 1626">課長（原子炉）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="909 222 972 2751">3. 緊急時対策所空気浄化送風機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="909 498 972 988">3箇月に1回</td> <td data-bbox="909 988 972 1626">課長（原子炉）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="972 222 1077 2751">4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時※7または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。</td> <td data-bbox="972 498 1077 988">3箇月に1回</td> <td data-bbox="972 988 1077 1626">課長（原子炉）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 222 1140 2751">5. 可搬式エリア放射線モニタの機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="1077 498 1140 988">1年に1回</td> <td data-bbox="1077 988 1140 1626">課長（放射線管理）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1140 222 1203 2751">6. 可搬式エリア放射線モニタが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1140 498 1203 988">3箇月に1回</td> <td data-bbox="1140 988 1203 1626">課長（放射線管理）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1203 222 1266 2751">7. 酸素濃度計の計器校正を実施する。</td> <td data-bbox="1203 498 1266 988">1年に1回</td> <td data-bbox="1203 988 1266 1626">課長（計装）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1266 222 1329 2751">8. 酸素濃度計が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1266 498 1329 988">3箇月に1回</td> <td data-bbox="1266 988 1329 1626">課長（計装）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1329 222 1392 2751">9. 二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。</td> <td data-bbox="1329 498 1392 988">1年に1回</td> <td data-bbox="1329 988 1392 1626">課長（計装）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1392 222 1455 2751">10. 二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1392 498 1455 988">3箇月に1回</td> <td data-bbox="1392 988 1455 1626">課長（計装）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1455 222 1518 2751">11. 差圧計が健全であることを確認する。</td> <td data-bbox="1455 498 1518 988">1年に1回</td> <td data-bbox="1455 988 1518 1626">課長（計装）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1518 222 1581 2751">12. 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。</td> <td data-bbox="1518 498 1581 988">1箇月に1回</td> <td data-bbox="1518 988 1581 1626">課長（計装）</td> </tr> </tbody> </table> <p>※7：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>	項目 ⑦	頻度	担当	1. 緊急時対策所空気浄化ユニットが使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（原子炉）	2. 緊急時対策所空気浄化送風機および緊急時対策所空気浄化ユニットの性能確認を実施する。	定事検止時	課長（原子炉）	3. 緊急時対策所空気浄化送風機を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（原子炉）	4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時※7または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。	3箇月に1回	課長（原子炉）	5. 可搬式エリア放射線モニタの機能確認を実施する。	1年に1回	課長（放射線管理）	6. 可搬式エリア放射線モニタが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（放射線管理）	7. 酸素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	課長（計装）	8. 酸素濃度計が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（計装）	9. 二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	課長（計装）	10. 二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（計装）	11. 差圧計が健全であることを確認する。	1年に1回	課長（計装）	12. 差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。	1箇月に1回	課長（計装）	<p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目2, 5, 7, 9, 11が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき定事検止時（または1年に1回）に性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目1, 3, 4, 6, 8, 10, 12が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方にに基づき常設設備は1箇月に1回、可搬型設備は3箇月に1回、動作可能であることを確認する。</p> <p>緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの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、性能を満足すると判断する。</p> <p>酸素濃度計およ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. 緊急時対策所空気浄化ユニットが使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（原子炉）																																							
2. 緊急時対策所空気浄化送風機および緊急時対策所空気浄化ユニットの性能確認を実施する。	定事検止時	課長（原子炉）																																							
3. 緊急時対策所空気浄化送風機を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（原子炉）																																							
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時※7または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。	3箇月に1回	課長（原子炉）																																							
5. 可搬式エリア放射線モニタの機能確認を実施する。	1年に1回	課長（放射線管理）																																							
6. 可搬式エリア放射線モニタが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（放射線管理）																																							
7. 酸素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	課長（計装）																																							
8. 酸素濃度計が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（計装）																																							
9. 二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	課長（計装）																																							
10. 二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（計装）																																							
11. 差圧計が健全であることを確認する。	1年に1回	課長（計装）																																							
12. 差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。	1箇月に1回	課長（計装）																																							

(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. 動作可能な可搬式エリア放射線モニタが所要数を満足していない場合	A1. 課長（放射線管理）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 課長（放射線管理）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
	B. 緊急時対策所空気浄化送風機または緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが動作不能の場合 または 空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）が動作不能の場合	B1. 課長（原子炉）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 または B2. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※10} 。	10日間 10日間
	C. 動作可能な差圧計、酸素濃度計または二酸化炭素濃度計が所要数を満足していない場合	C1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 課長（計装）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※10} 。	10日間 10日間
	D. 条件BまたはCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当直長は、高温停止にする。 および D2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
緊急時対策所空気浄化送風機および緊急時対策所空気浄化フィルタユニット等は、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記載する。

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

【運転、起動、高温停止】

A1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。完了時間は、保安規定第101条（放射線計測器類の管理）において、放射線計測器類については「故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。」としていることから、この考え方を準用し“速やかに”動作可能な状態に復旧する措置を開始する。

A2. 当該設備の機能を補完する代替措置（計測機器の補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。完了時間は、保安規定第101条（放射線計測器類の管理）において、放射線計測器類については「故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。」としていることから、この考え方を準用する。

B1., C1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は、保安規定第27条（計測および制御設備）の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し、「10日間」とする。

B2., C2. 当該設備の機能を補完する代替措置（B2.については、送風機、フィルタユニットまたは空気ポンベの補充等。C2.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。

D1., D2. 既保安規定と同様の設定とする。

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

適用される 原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬式エリア放射線モニタが所要数を満足していない場合	A1. 課長（放射線管理）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 課長（放射線管理）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに
	B. 緊急時対策所空気浄化送風機または緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが動作不能の場合	B1. 課長（原子炉）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに
	C. 動作可能な差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計が所要数を満足していない場合	C1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および C2. 課長（計装）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに
炉心変更時 ^{※8} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 ^{※8} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当直長は、炉心変更を中止する。 および A2. 当直長は、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

【冷温停止および燃料交換】
A1., B1., C1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。
A2., B2., C2. 当該設備の機能を補完する代替措置（A2. および C2. については、計測機器の補充等。B2. については、送風機またはフィルタユニットの補充等。）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。

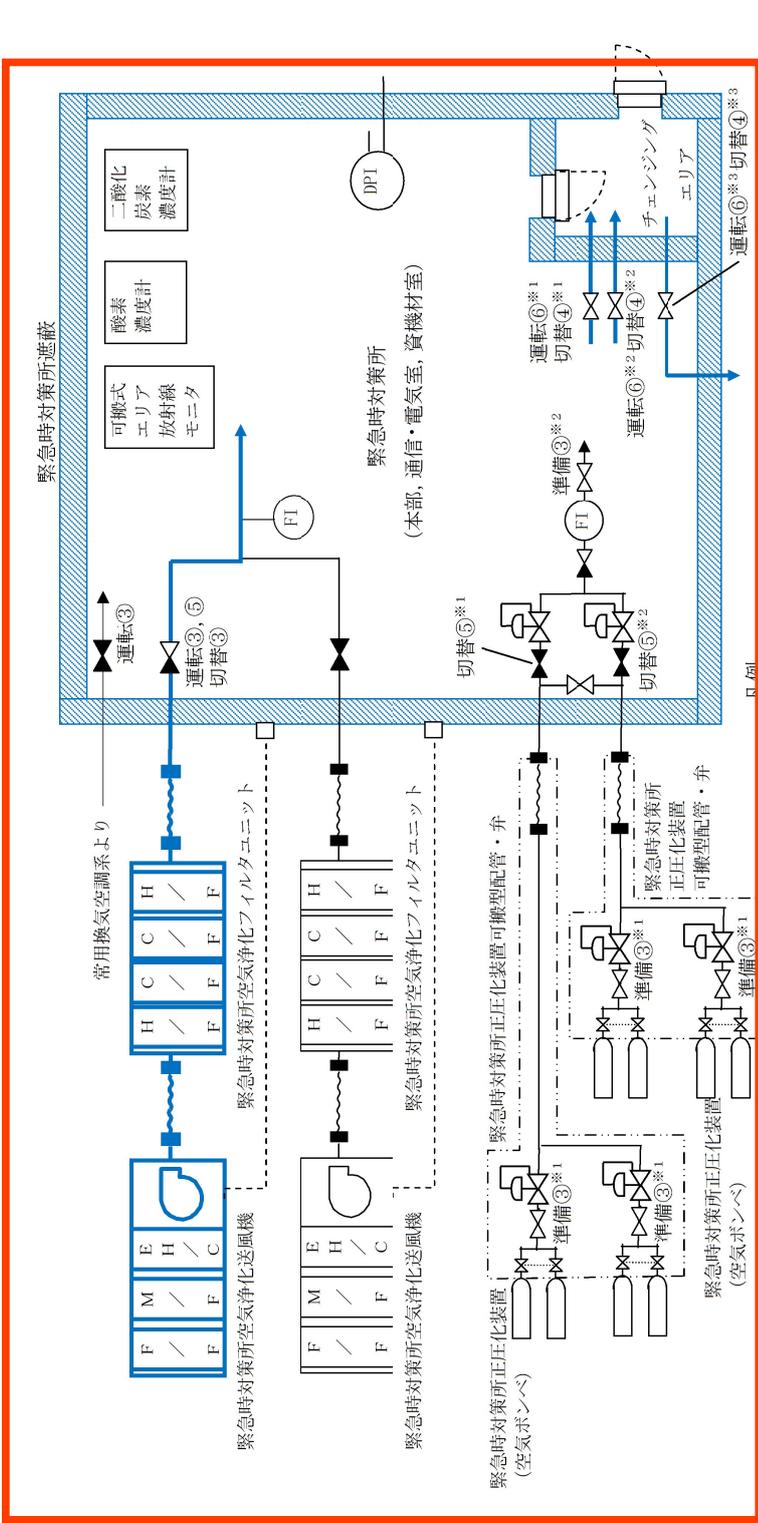
【炉心変更時または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時】
A1., A2. 保安規定第56条（中央制御室非常用循環系）と同様の設定とする。

※8：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※9：代替品の補充等をいう。

※10：10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。

65-16-1の範囲
赤枠で示す



凡例

- : 運転 (又は使用) 機器
- : 緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト, 緊急時対策所正圧装置可搬型配管のうちフレキシブルホース (どちらも設備使用時に接続)
- - - : 電源 (設備使用時に接続)
- F/F : 平型フィルタ
- E/H/C : 電気ヒータ
- C/F : よう素用フィルタ
- M/F : 中性能フィルタ
- H/F : 粒子用フィルタ

記載例

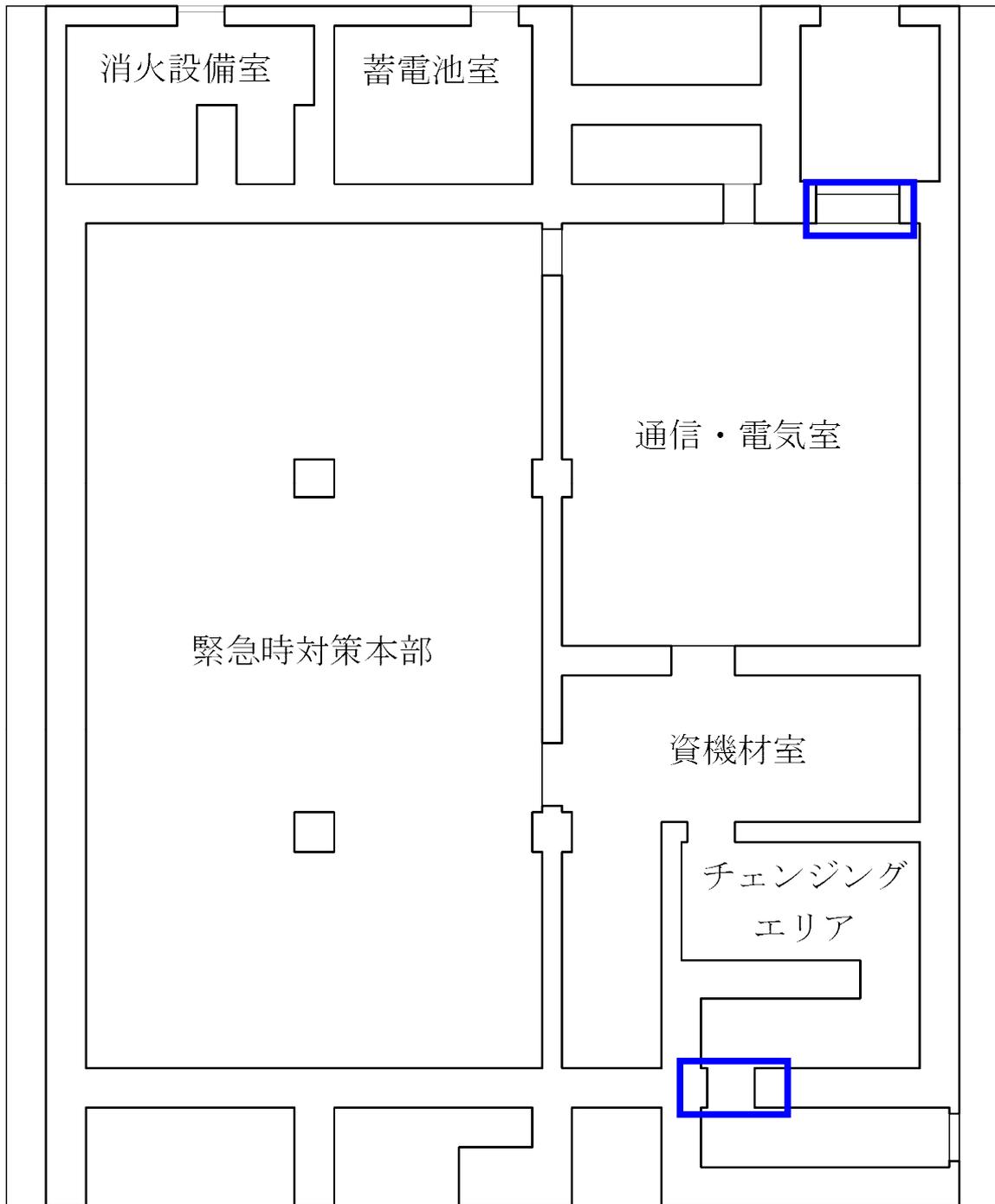
- 運転 : 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順
- 準備 : 緊急時対策所正圧装置 (空気ポンプ) による空気供給準備手順
- 切替 : 緊急時対策所正圧装置 (空気ポンプ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順
- : 操作手順番号を示す。
- *1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象機器がある場合, その実施順を示す。

操作手順	名称
運転③	緊急時対策所常用換気空調系給気隔離ダンパ
運転③、⑤切替③	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ (B)
運転⑥*1切替④*1	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ (A)
運転⑥*2切替④*2	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ (B)
運転⑥*3切替④*3	緊急時対策所排気隔離ダンパ
準備③*1	1次圧力調節弁 (1.8) 前弁 (括弧内番号は緊急時対策所正圧装置 (空気ポンプ) 番号を示す。)
準備③*2	出口止め弁
切替⑤*1	2次圧力調節弁入口弁 (A)
切替⑤*2	2次圧力調節弁入口弁 (B)

第1.18-2図 緊急時対策所換気空調設備 系統概要図

(ブルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化)

緊急時対策所のバウンダリの扉部を
青枠で示す



第 1.18-11 図 緊急時対策所 見取り図

することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等時に重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリは輪留め等による固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

10.8.2.2.3 共用の禁止

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

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は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

10.8.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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、最大 150 名を収容できる設計とする。また、対策要員等が緊急時対策所に 7 日間とどまり、重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットそれぞれで 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 2 台を保管する設計とする。

緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）は、重大事故等時において緊急

時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所を正圧化し、緊急時対策所内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、十分な容量を保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。保有数は、それぞれ1個に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個のそれぞれ合計2個を保管する。

差圧計は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを1台設置する。

可搬式エリア放射線モニタは、重大事故等時において、緊急時対策所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを1台使用する。保有数は、1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を使用する。保有数は、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2台を保管する。

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

緊急時対策所用燃料地下タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

第10.8-2表 緊急時対策所（重大事故等時）の主要機器仕様

(1) 緊急時対策所

a. 緊急時対策所遮蔽

第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 緊急時対策所空気浄化送風機

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

c. 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

d. 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

e. 差圧計

第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

f. 酸素濃度計

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）

測定範囲 0.0～25.0vol%

g. 二酸化炭素濃度計

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）

測定範囲 0～10,000ppm

h. 可搬式エリア放射線モニタ

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

i. 可搬式モニタリング・ポスト

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様

(1) 環境モニタリング設備

a. 移動式モニタリング設備

(a) 可搬式モニタリング・ポスト	
兼用する設備は以下のとおり。	
・緊急時対策所（重大事故等時）	
種 類	N a I (T l) シンチレーション 半導体
計測範囲	10~10 ⁹ nGy/h
個 数	10（予備2）
伝送方法	衛星系回線

(b) 放射能測定装置

(b-1) 可搬式ダスト・よう素サンプラ

個 数	2（予備1）
-----	--------

(b-2) N a I シンチレーション・サーベイ・メータ

種 類	N a I (T l) シンチレーション
-----	------------------------

計測範囲	0~30ks ⁻¹
------	----------------------

個 数	2（予備1）
-----	--------

(b-3) GM汚染サーベイ・メータ

種 類	GM管
-----	-----

計測範囲	0~100kmin ⁻¹
------	-------------------------

個 数	2（予備1）
-----	--------

(b-4) α・β線サーベイ・メータ

種 類	Z n S (A g) シンチレーション プラスチックシンチレーション
-----	--

計測範囲	0~100kmin ⁻¹
------	-------------------------

個 数	1（予備1）
-----	--------

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

高レンジ

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

低レンジ

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

b. 可搬式エリア放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	半導体式検出器
計測範囲	$0.001 \sim 999.9 \text{mSv/h}$
台 数	1（予備 1）

第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様

(1) 中央制御室換気系

a. 再循環用ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要仕様に記載する。

b. チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

第8.2-1表 換気空調設備の主要仕様に記載する。

c. 非常用チャコール・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（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）

基 数 1

チャコール・フィルタのベッド厚 約50mm

粒子除去効率 99.9%以上（0.3 μ m以上の粒子）

よう素除去効率 95%以上（相対湿度70%以下において）

d. 中央制御室差圧計

兼用する設備は以下のとおり

- ・中央制御室（重大事故等時）

個 数 1

測定範囲 0～200Pa

(2) 中央制御室待避室

a. 待避室差圧計

兼用する設備は以下のとおり

- ・中央制御室（重大事故等時）

個 数 1

測定範囲 0～200Pa

(3) 緊急時対策所換気空調設備

a. 差圧計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

個 数 1

測定範囲 0～500Pa

第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様

(1) 中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

本数	15（予備35）
容量	約50L/本
充填圧力	約19.6MPa [gage]

(2) 緊急時対策所換気空調設備

a. 緊急時対策所空気浄化送風機

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

台数	1（予備2）
容量	約1,500m ³ /h/台

b. 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

型式	粒子用フィルタ／よう素用フィルタ
基数	1（予備2）
容量	約1,500m ³ /h/基
効率	

単体除去効率 99.97%以上（0.15 μ m粒子）／95%以上（有機よう素），
99%以上（無機よう素）

総合除去効率 99.99%以上（0.7 μ m粒子）／99.75%以上（有機よう素），
99.99%以上（無機よう素）

c. 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

本数	454 (予備86)
容量	約50L/本
充填圧力	約19.6MPa [gage]

設定根拠

関連箇所を下線にて示す

3.3 緊急時対策所換気空調系

名	称	<u>空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ)</u>
容	量	ℓ/個
		50.0 以上 (50.0)
最	高	使用
圧	力	MPa
		19.6
最	高	使用
温	度	℃
		40
個	数	—
		<u>454</u> (予備 86)

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち緊急時対策所換気空調系として使用する空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ) は、以下の機能を有する。

緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ) は、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、放射性物質が緊急時対策所に流入することを防ぎ、緊急時対策所にとどまる要員の被ばくを低減するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ) から緊急時対策所へ空気を送り正圧化することにより、放射性物質が緊急時対策所に流入することを一定時間完全に防ぎ、緊急時対策所遮蔽の機能とあいまって緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等時に使用する緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ) は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の空気ボンベを使用することから、当該空気ボンベの容量はメーカーで定めた容量である 50.0ℓ/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ 50.0ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ) 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ボンベにて実績を有する充填圧力である 19.6MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

緊急時対策所換気空調系の空気ボンベ加圧設備 (空気ボンベ) を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の環境条件 (40℃) 及び高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。

【設定根拠】(続き)

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所換気空調系の空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ)の必要個数は、緊急時対策所にとどまる要員の窒息を防止するため、及び給気ライン以外からの緊急時対策所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454個とする。根拠については以下のとおり。

4.1 必要換気量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数 : $n=96$ 名
- ・許容二酸化炭素濃度 : $C=1.0\%$ (鉱山保安法施行規則)
- ・大気二酸化炭素濃度 : $C_0=0.03\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・二酸化炭素発生量 : $M=0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ (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)
- ・必要換気量 : $Q_1=100 \cdot M \cdot n / (C - C_0) \text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素濃度基準の必要換気量)

$$Q_1=100 \times 0.022 \times 96 \div (1.0 - 0.03) \doteq 218\text{m}^3/\text{h}$$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数 : $n=96$ 名
- ・吸気酸素濃度 : $a=20.95\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・許容酸素濃度 : $b=19\%$ (鉱山保安法施行規則)
- ・成人の呼吸量 : $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ (空気調和・衛生工学便覧の静座時の呼吸量)
- ・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 : $Q_2=c \cdot (a - d) \cdot n / (a - b) \text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準の必要換気量)

$$Q_2=0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 96 \div (20.95 - 19.0)$$

$$\doteq 108\text{m}^3/\text{h}$$

③ 緊急時対策所の設計漏えい量に基づく必要換気量

緊急時対策所の設計漏えい量は、緊急時対策所で実施した気密試験結果の漏えい率0.03回/h(約100Pa正圧化時)に余裕を見た設計漏えい率0.15回/hを基に算出した漏えい量330m³/hとしている。

$$\begin{aligned} \text{緊急時対策所体積} \times \text{設計漏えい率} &= \text{設計漏えい量} \\ 2150\text{m}^3 \times 0.15 \text{回/h} &\doteq 330\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

【設 定 根 拠】(続き)

以上より、空気ポンベ正圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は、緊急時対策所の設計漏えい量に基づく $330\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

4.2 必要ポンベ個数

上記より、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による必要換気量は、 $330\text{m}^3/\text{h}$ であり、この流量を放射性雲通過時間の 10 時間に 1 時間の余裕をもたせた 11 時間継続するために必要な空気ポンベ個数を以下に示す。

(1) 放射性雲通過中に必要となるポンベ容量

緊急時対策所を 11 時間正圧化するために必要最低限のポンベ個数は、設計漏えい率に基づく換気量の $330\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $8.0\text{m}^3/\text{個}$ から下記のとおり 454 個となる。

- ・ポンベ初期充填圧力 : 19.6MPa
- ・ポンベ内容積 : $50.0\text{l}/\text{個}$
- ・ポンベ供給可能空気量 : $8.0\text{m}^3/\text{個}$

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ個数} &= 330\text{m}^3/\text{h} \times 11 \text{ 時間} \div 8.0\text{m}^3/\text{個} \\ &= 453.8 \text{ 個} \approx 454 \text{ 個} \end{aligned}$$

(2) 放射性雲通過時間（10 時間）以外に必要なポンベ容量

緊急時対策所の正圧化を、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による給気から緊急時対策所空気浄化送風機による給気に切り替える場合においては、切替操作を行っている間を、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）の給気と緊急時対策所空気浄化送風機の給気を同時に行うことにより、緊急時対策所の正圧化状態を損なわない設計とする。

切替操作は緊急時対策所空気浄化送風機起動失敗を想定した場合の予備機への切替操作も考慮し、最大で 11 分とする。

また、ベント実施予定時刻の 20 分前から加圧操作開始することから、放射性雲通過時間（10 時間）以外に合計 31 分のポンベ容量を考慮する必要がある。

緊急時対策所を 31 分間正圧化する必要最低限のポンベ個数は緊急時対策所必要換気量の $330\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $8.0\text{m}^3/\text{個}$ から下記のとおり 22 個となる。

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ個数} &= 330\text{m}^3/\text{h} \times 31 \text{ 分間} \div 8.0\text{m}^3/\text{個} \\ &= 21.5 \approx 22 \text{ 個} \end{aligned}$$

なお、上記の 31 分間は、正圧化継続時間に見込んである 1 時間の余裕に包絡されることから、正圧化切替操作時及びベント実施予定時刻 20 分前からの加圧操作開始に必要なポンベ個数 22 個は、(1) 項の必要ポンベ個数 454 個に包含する設計とする。

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 86 個を保管する。

保安規定第65条

表65-6「緊急時対策所」

65-16-2「緊急時対策所の代替電源設備」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

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

保安規定 第65条 条文		記載の説明	備考						
<p>6.5-1.6-2 緊急時対策所の代替電源設備①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目②</th> <th colspan="2">運転上の制限③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急時対策所の代替電源設備</td> <td colspan="2">代替電源設備による電源系が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>				項目②	運転上の制限③		緊急時対策所の代替電源設備	代替電源設備による電源系が動作可能であること	
項目②	運転上の制限③								
緊急時対策所の代替電源設備	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	所要値・所要数⑥							
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	緊急時対策所用発電機	2台							
	可搬ケーブル	2セット※1							
	緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料貯蔵量	5 m ³ 以上							
	タンクローリ	1台							
	緊急時対策所 低圧母線盤	1台							
	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	1台							
<p>※1：1相分2本の3相分6本を1セットという。</p>									
<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十一条（1. 18）が該当する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、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、緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることおよび緊急時対策所用発電機の運転に必要な燃料を運搬するタンクローリが動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第六十一条（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] <p>④ 重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所は、必要な要員がとどまることができよう適切な措置を講じたもの、必要な情報を把握できる設備およ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、低温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 緊急時対策所用発電機については、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台を所要数とする。</p> <p>可搬ケーブルについては、緊急時対策所用発電機1台あたり1セットが必要である。設計及び工事計画認可申請書では予備も含めた緊急時対策所用発電機4台に対して4セットを設置することとしているが、運転上の制限としては、要求される緊急時対策所用発電機2台に対する2セットを所要数とする。</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクは緊急時対策所用発電機1台を7日間運転継続するために必要な3.9 m³に燃料抜取時に吸い上げられない無効容量を加えた5 m³以上を所要値とする。</p> <p>タンクローリは1N要求設備であり、緊急時対策所用発電機に燃料を補給できる容量を有するものとして、1セット1台を所要数とする。</p> <p>緊急時対策所 低圧母線盤については、設置されている1台を所要数とする。</p> <p>緊急時対策所 発電機接続プラグ盤については、設置されている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）</p>									

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 緊急時対策所用発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	2年に1回	課長（電気）
2. 緊急時対策所用発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（電気）
3. 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1箇月に1回	課長（電気）
4. 緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることを確認する。	1箇月に1回	課長（タービン）
5. 緊急時対策所 低圧母線盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1箇月に1回	課長（電気）
6. 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箇月に1回	課長（電気）
7. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（タービン）

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

a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
項目1が該当。

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

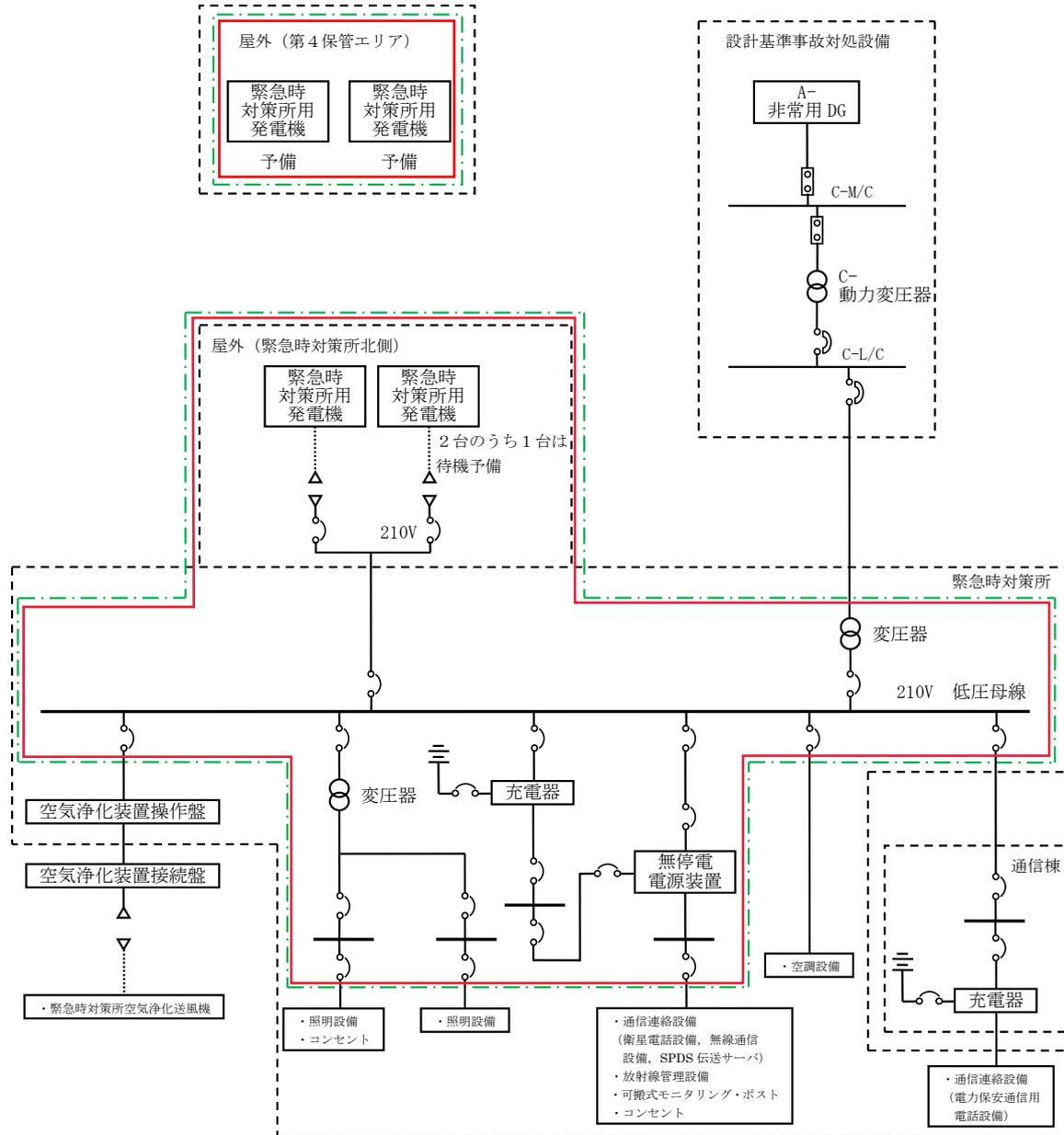
b. 動作確認（定期的に指示値により動作可能であることを確認する。）
項目2, 3, 4, 5, 6, 7が該当。

項目2, 6, 7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イレランス頻度の考え方にに基づき、3箇月に1回、動作可能であることを確認する。

項目3, 4, 5の頻度については、設計基準事故対処設備のサーベイレランス頻度と同等とし、1箇月に1回とする。

なお、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤および可搬ケーブルについては、1箇月に1回または3箇月に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。

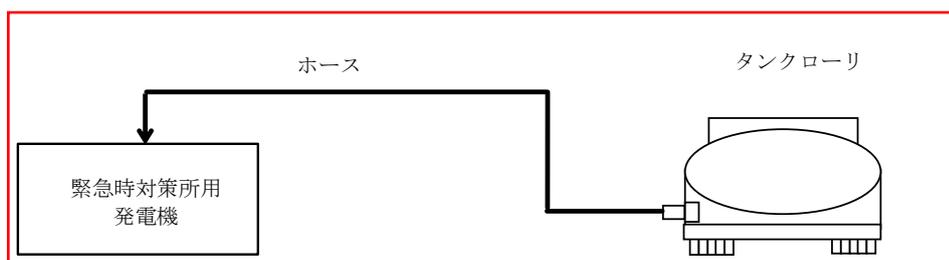
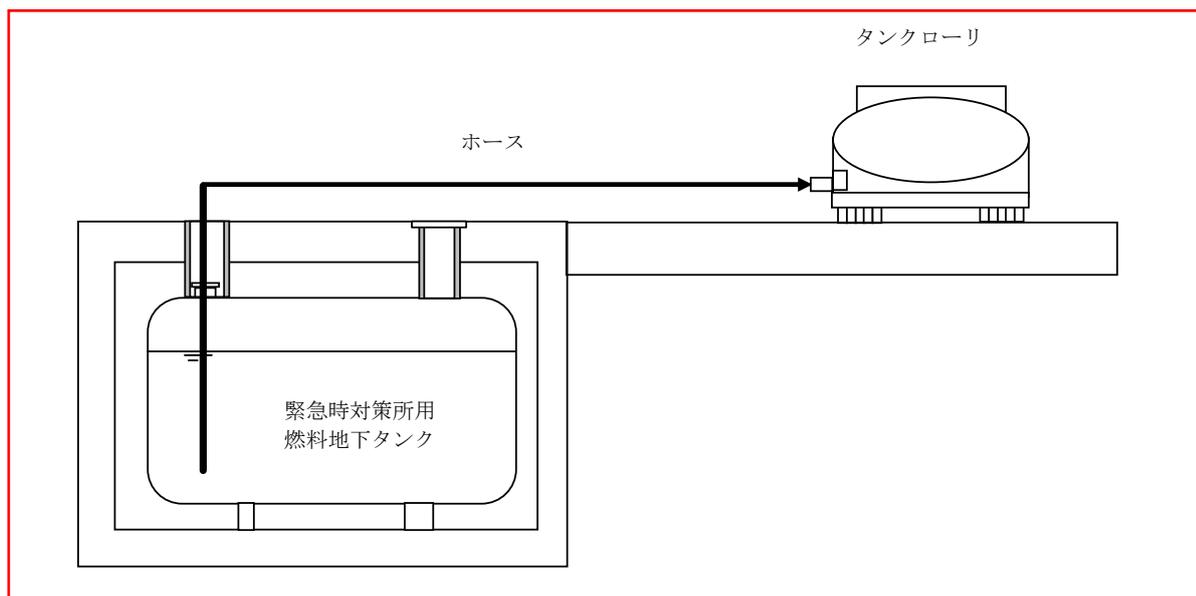
保安規定 第65条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 課長（電気）または課長（タービン）は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※3。 または A2. 課長（電気）または課長（タービン）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間	⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。代替電源設備による電源系は、1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として記載する。 ⑨ 要求され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)）緊急時対策所は設計基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設定していない。緊急時対策所は、運転中/停止中の炉心、および燃料プールの燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、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、システム及び機器」に分類されてLCO設定されている保安規定第27条（計測および制御設備）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。
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
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	A1. 課長（電気）または課長（タービン）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 課長（電気）または課長（タービン）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。	速やかに 速やかに	【運転、起動および高温停止】 A1., A2. 当該システム（代替電源設備）の機能を補完する代替措置（タンクローリ、ドラム缶・トランク・要員の確保若しくは発電機、ケーブルまたは配電盤の補充等）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（計測および制御設備）の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するため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。 B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。 【冷温停止および燃料交換】 A1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2. 当該システムの機能を補完する代替措置（タンクローリ、ドラム缶・トランク・要員の確保若しくは発電機、ケーブルまたは配電盤の補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。
<p>※2：代替品の補充等をいう。</p> <p>※3：10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>				



- 【凡例】
- ⊞ : 高圧遮断器
 - ⊞ : 低圧遮断器
 - ⊞ : 配線用遮断器
 - ⊞ : 重大事故等対処設備のうち電源設備
 - ⊞ : 可搬ケーブルのコネクタ
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - L/C : ロードセンタ

第10.8-4図 緊急時対策所系統概要図(4) (代替電源設備からの給電)

タンクローリへの補給



第10.8-5図 緊急時対策所系統概要図(5) (代替電源設備からの給電)

時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所を正圧化し、緊急時対策所内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、十分な容量を保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。保有数は、それぞれ1個に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個のそれぞれ合計2個を保管する。

差圧計は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを1台設置する。

可搬式エリア放射線モニタは、重大事故等時において、緊急時対策所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを1台使用する。保有数は、1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を使用する。保有数は、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2台を保管する。

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

緊急時対策所用燃料地下タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

(2) 緊急時対策所用発電機

機関

個 数 2 (予備 2)

使用燃料 軽油

発電機

個 数 2 (予備 2)

種 類 横軸回転界磁三相同期発電機

容 量 約220kVA/台

力 率 0.8

電 圧 210V

周波数 60Hz

(3) タンクローリ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約3.0m³/台

(4) 緊急時対策所用燃料地下タンク

基 数 1

容 量 約45m³

名 称	<u>タンクローリ</u>	
容 量	ℓ/個	3000 以上 (3000)
最 高 使 用 圧 力	kPa	24
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1 (予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用するタンクローリは、以下の機能を有する。</p> <p>タンクローリは、重大事故等時が発生した場合において、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緊急時対策所用発電機用発電機の燃料を供給するために設置する。</p> <p>タンクローリは、緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>タンクローリを重大事故等時において使用する場合の容量は、緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給するために必要な容量を基に設定する。</p> <p>タンクローリは、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）において想定した重要事故シーケンスにおいて、緊急時対策所用発電機が、想定される負荷で連続運転したとしても、7 日間は緊急時対策所用発電機付燃料タンクが枯渇しないように供給できる設計とする。初期給油時間及び連続供給間隔を考慮した必要最大供給量を表 2.1.6-1 に示す。</p> <p>緊急時対策所用発電機の起動のタイミング及び燃料消費量は、適宜燃料の状況を確認し、枯渇する前に供給を行うが、容量の設定にあたっては、タンクローリの必要容量が厳しくなるように、緊急時対策所用発電機が想定される負荷で連続運転したものとする。また、作業時間については、訓練実績等から現実的に可能な時間を設定し、表 2.1.6-2 のとおりとする。</p> <p>表 2.1.6-1 より、緊急時対策所用発電機付燃料タンクの燃料が枯渇する時間がタンクローリから燃料を供給する間隔より長く、燃料が枯渇する前に供給が可能ことから、緊急時対策所用発電機付燃料タンクの継続した運転が可能となる。1 回の汲み上げで緊急時対策所用発電機付燃料タンクに複数回分の供給が可能であることから、1 回当たりの供給に必要な容量は最大で 821ℓ である。</p> <p>したがって、タンクローリの容量は、供給に必要な容量である 1642ℓ に対し、供給量への余裕を考慮して 3000ℓ/個以上とする。</p>		

S2 補 VI-1-1-5-8-1 RI

【設 定 根 拠】（続き）

公称値については、要求される容量と同じ 3000ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の圧力は移動タンク貯蔵所であり、危険物の規制に関する規則第 19 条に定める 20kPa を超え、24kPa 以下の範囲の圧力で作動する安全弁を取り付けていることから、24kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

タンクローリを重大事故等時において使用する場合の温度は、屋外で使用する可搬型設備であることから、外気の温度*を上回る 40℃とする。

注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

タンクローリは、緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給するために 1 個保管するとともに、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（その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（高圧発電機車）の予備と兼用）を分散して保管する。

表 2.1.6-1 非常用発電装置の供給対象機器及び必要供給量

対象機器	個数 A	燃料消費率 (ℓ/h/個) B	燃料タンク容量 (公称値) (ℓ) C	枯渇時間 (公称値の場合) D	初期給油時間 E	連続供給間隔 F	必要最大供給量	
							(ℓ) G	合計
緊急時対策用発電機	1	22.8	916 (990)	40 時間 6 分 (43 時間)	30 時間*1	36 時間*2	821 (1642*3)	

注：各パラメータの算出及び関係は以下のとおりである。

$$D = C \div B$$

$$G = A \cdot B \cdot E \quad \text{又は} \quad A \cdot B \cdot F \quad \text{のいずれか大きい値}$$

注記*1：表 2.1.6-2 における①～④及び⑥～⑩の給油シーケンスは 137 分となり，必要給油時間である 30 時間以内（プルーム通過前）に収まることから燃料を枯渇させることがない。

*2：18 時間連続運転を 2 回した場合の合計時間を示す。

*3：2 回周回した場合の合計を示す。

表 2.1.6-2 非常用発電装置の給油作業に伴う各作業の作業時間

No.	作業内容	距離	所要時間
①	緊急時対策所から第1保管エリアまで移動	約0.1km	5分
②	車両健全性確認	—	10分
③	第1保管エリアから緊急時対策所用燃料地下タンクまで移動	約0.2km	1分
④	緊急時対策所用燃料地下タンクからの抜取準備作業（ステップ⑥へ）	—	69分
⑤	緊急時対策所用燃料地下タンクからの抜取準備作業（2回目以降）	—	9分
⑥	緊急時対策所用燃料地下タンクからの抜取	—	26分
⑦	抜取片付け	—	10分
⑧	緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機まで移動	約0.2km	1分
⑨	緊急時対策所用発電機への給油準備	—	5分
⑩	緊急時対策所用発電機への給油	—	10分
⑪	給油片付け（2周終了毎にステップ⑬へ）	—	5分
⑫	ステップ⑨の手順へ戻る	—	—
⑬	緊急時対策所用発電機から緊急時対策所用燃料地下タンクまで移動	約0.2km	1分
⑭	ステップ⑤の手順に戻る	—	—

名 称	<u>緊急時対策所用燃料地下タンク</u>	
容 量	kl/個	45 以上 (45)
最 高 使 用 圧 力	MPa	静水頭
最 高 使 用 温 度	℃	40
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用する緊急時対策所用燃料地下タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等時が発生した場合において、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緊急時対策所用発電機用発電機の燃料を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリを使用し、緊急時対策所用発電機付燃料タンクへ燃料を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、緊急時対策所用発電機を想定される負荷で7日間の連続運転が可能な容量とする。</p> <p>上記の条件を満足する緊急時対策所用燃料地下タンクの必要容量は、下記のように求める。</p> $V = C \times T$ <p>V : 必要容量 (kl) C : 燃料消費率 (l/h) =22.8* T : 連続運転時間 (h) =168</p> <p>注記* : 重大事故等対処設備として使用する 45%負荷における燃料消費率</p> $V = 22.8 / 1000 \times 168 = 3.83 \approx 3.9$ <p>上記から、緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は、<u>3.9kl</u>を上回る容量として45kl以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量と同じである45klとする。</p>		

S2 補 VI-1-1-5-8-1 R1

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

緊急時対策所用燃料地下タンクを重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、緊急時対策所用燃料地下タンクが開放型タンクであることから、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

緊急時対策所用燃料地下タンクを重大事故等で使用する場合の最高使用温度は、緊急時対策所用燃料地下タンクが開放型タンクであることから、外気の温度*を上回る 40℃とする。

注記*：外気の温度は、松江市の過去最高気温（38.5℃）とする。

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等対処設備として緊急時対策所用発電機が想定される負荷で7日間運転継続可能な燃料を貯蔵するために必要となる1個を設置する。

名	称	緊急時対策所用発電機用発電機
容	量	kVA/個
個	数	—
		220
		2 (予備 2)
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備の非常用発電装置（緊急時対策所用発電機）として使用する緊急時対策所用発電機用発電機は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用発電機用発電機は、重大事故等が発生した場合において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>緊急時対策所用発電機用発電機は、全交流動力電源が喪失した場合に、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで必要な設備に電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用発電機を重大事故等時に使用する場合の容量に関しては、添付書類 VI-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>の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用発電機用発電機は、重大事故等対処設備として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 個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合計 2 個を保管することに加え、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 2 個保管する。</u></p>		

S2 補 VI-1-1-5-8-1 R1

2.21 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤

名	称	<u>緊急時対策所</u> <u>発電機接続プラグ盤</u>	
容	量	A/個	1200
個	数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な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、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤の電圧は、緊急時対策所用発電機と同じ 210V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 発電機接続プラグ盤を重大事故等時に使用する場合は、緊急時対策所用発電機の容量を基に設計とする。

緊急時対策所用発電機の電流は、緊急時対策所用発電機の容量 220kVA に対し、以下のとおり 605A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{220}{\sqrt{3} \times 0.21} = 604.8 \approx 605$$

I : 電流 (A)

Q : 緊急時対策所用発電機の容量 (kVA) = 220

V : 電圧 (kV) = 0.21

したがって、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤の容量は 605A を上回る 1200A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、重大事故等対処設備として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。

2.23 緊急時対策所 低圧母線盤

名	称	<u>緊急時対策所 低圧母線盤</u>	
容	量	A/個	800
個	数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所 低圧母線盤は、以下の機能を有する。

緊急時対策所 低圧母線盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な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、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続し、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤を介して緊急時対策所内の負荷へ電力を供給できる設計とする。

なお、緊急時対策所 低圧母線盤の電圧は、上流に設置されている緊急時対策所 低圧受電盤と同じ210Vとする。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所 低圧母線盤を重大事故等時に使用する場合は、上流に設置されている低圧受電盤から供給される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。

緊急時対策所 低圧母線盤の負荷容量を表1に示す。

表1より、緊急時対策所 低圧母線盤の負荷容量214kVAに対し、電流は以下のとおり589Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{214}{\sqrt{3} \times 0.21} = 588.3 \approx 589$$

I：電流 (A)

Q：負荷容量 (kVA) = 214

V：電圧 (kV) = 0.21

したがって、緊急時対策所 低圧母線盤の容量は589Aを上回る800A/個とする。

表1 緊急時対策所 低圧母線盤の負荷容量

負荷名称	負荷容量(kVA)
緊急時対策所 低圧分電盤 1	14
緊急時対策所 低圧分電盤 2	11
緊急時対策所 無停電分電盤 1	18
その他の負荷	171
合 計	214

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所 低圧母線盤は、重大事故等対処設備として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。

2.29 可搬ケーブル

名	称	可搬ケーブル
容	量	A/本
個	数	—
		302
		1相分2本の3相分6本を4セット
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬ケーブルは、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、緊急時対策所用発電機及び緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続することで、緊急時対策所内の負荷に電力を供給できる設計とする。</p> <p>なお、可搬ケーブルの電圧は、緊急時対策所用発電機と同じ210Vとする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬ケーブルを重大事故等時に使用する場合の容量は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した緊急時対策所用発電機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、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す緊急時対策所用発電機の負荷容量79.13kWに対し、以下のとおり272Aを上回る302A/本とする。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot 0.8} = \frac{79.13}{\sqrt{3} \times 0.21 \times 0.8} = 271.9 \approx 272$ <p>I：電流(A) Q：緊急時対策所用発電機の負荷容量(kW) = 79.13 V：電圧(kV) = 0.21</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>可搬ケーブルは、重大事故等対処設備として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相分2本の3相分6本を4セット設置する。</p>		

S2 補 VI-1-1-1-5-別添 2 R1

保安規定第65条

表65-17「通信連絡を行うために必要な設備」

65-17-1「通信連絡設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付八(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八(所要数・必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)

(3) 設置変更許可申請書 添付八(所要数)

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考				
<p>表65-1-7 通信連絡を行うために必要な設備</p> <p>65-1-7-1 通信連絡設備①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="537 1650 907 2742"> <thead> <tr> <th data-bbox="537 1650 583 2525">項目②</th> <th data-bbox="537 2525 583 2742">運転上の制限③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="583 1650 667 2525">通信連絡設備</td> <td data-bbox="583 2525 907 2742"> (1) SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバが動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, I P -電話機およびI P -F A X) が動作可能であること (3) SPDSデータ表示装置, 衛星電話設備(固定型), 衛星電話設備(携帯型), 無線通信設備(固定型), 無線通信設備(携帯型)および有線式通信機の所要数が動作可能であること </td> </tr> </tbody> </table>	項目②	運転上の制限③	通信連絡設備	(1) SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバが動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, I P -電話機およびI P -F A X) が動作可能であること (3) SPDSデータ表示装置, 衛星電話設備(固定型), 衛星電話設備(携帯型), 無線通信設備(固定型), 無線通信設備(携帯型)および有線式通信機の所要数が動作可能であること	<p>① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第六十一条(1. 18) 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第六十二条(1. 19)が該当する</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)</p> <p>③ 以下の条文言求が運転段階においても維持できよう, 通信連絡設備の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3(1))</p> <ul style="list-style-type: none"> 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続等)」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(手続等を定める)こと。[本項は通信連絡を行う設備が対象] 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第六十二条(1. 19) 「通信連絡を行う設備(手続等)」として, 重大事故等が発生した場合において発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設ける(手続等を定める)こと。 	
項目②	運転上の制限③					
通信連絡設備	(1) SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバが動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, I P -電話機およびI P -F A X) が動作可能であること (3) SPDSデータ表示装置, 衛星電話設備(固定型), 衛星電話設備(携帯型), 無線通信設備(固定型), 無線通信設備(携帯型)および有線式通信機の所要数が動作可能であること					

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

適用される 原子炉の状態④	設備⑤		所要数⑥	
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	安全パラメータ表示システム (SPDS)	SPDS伝送サーバ※1	1式※2	
		SPDSデータ表示装置	1台	
	統合原子力防 災ネットワーク に接続する 通信連絡設備	テレビ会議システム	1台※3	
		IP-電話機	6台※3	
		IP-FAX	3台※3	
	緊急時 対策所	衛星電話設備 (固定型)		5台
		衛星電話設備 (携帯型)		5台
		無線通信設備 (固定型)		5台
		無線通信設備 (携帯型)		10台
		安全パラメータ表 示システム (SPDS)	SPDSデータ 収集サーバ	1式※2
	計算機室	衛星電話設備 (固定型)		2台
	中央制御室	無線通信設備 (固定型)		2台
		有線式通信機		4台
廃棄物 処理建物				

※1：データ伝送設備を含む。

※2：SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバについては、サーバ1またはサーバ2のいずれかにより所内は有線系または無線系回線、所外は有線系または衛星系回線で伝送可能であることをいう。

※3：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、テレビ会議システム、IP-電話機またはIP-FAXのいずれかにより有線系または衛星系回線で所外へ通信可能であることをいう。

④ 通信連絡設備は、重大事故等が発生した場合において原子炉施設内外の連絡を行うために必要な設備であり、重大事故等が発生する可能性がある原子炉の状態において、待機が必要な設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 通信連絡設備は、1N要求設備である。設計及び工事計画画認可申請書において整理した各場所に必要な個数を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1), 添付-2)

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

項目	頻度	担当
1. SPDS伝送サーバ、SPDSデータ収集サーバおよびSPDSデータ表示装置の伝送機能を確認する。また、データの記録機能を確認する。	1箇月に1回	課長(計装)
2. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信ネットワーク設備(テレビ会議システム、IP-電話機およびIP-FAX)の通話および通信機能を確認する。	1箇月に1回	課長(電気)
3. 衛星電話設備(固定型)の通話機能を確認する。	1箇月に1回	課長(電気)
4. 衛星電話設備(携帯型)の通話機能を確認する。	3箇月に1回	課長(電気)
5. 無線通信設備(固定型)の通話機能を確認する。	1箇月に1回	課長(電気)
6. 無線通信設備(携帯型)の通話機能を確認する。	3箇月に1回	課長(電気)
7. 有線式通信機の通話機能を確認する。	3箇月に1回	課長(電気)

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

a. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)

衛星電話設備(携帯型)、無線通信設備(携帯型)および有線式通信機については、可搬型重大事故等対処設備であることから、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基つき3箇月に1回に、通話確認により動作可能であることを確認する。

衛星電話設備(固定型)および無線通信設備(固定型)については、通話確認により動作可能であることを確認する。頻度については既存の保安規定設備(ポンプ、ファン等)の確認頻度が1箇月に1回で設定されているので、それを準用した対応とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機およびIP-FAX)については、通話および通信確認により動作可能であることを確認する。頻度については、上記の衛星電話設備(固定型)等と同様。

SPDS伝送サーバ、SPDSデータ収集サーバおよびSPDSデータ表示装置については、伝送機能およびデータの記録機能の確認により動作可能であることを確認する。頻度については、上記の衛星電話設備(固定型)等と同様。なお、データの記録は、設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十八条(1.15)の要求事項の記録をいう。

保安規定 第65条 条文			記載の説明	備考
(3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転	A. SPDS伝送サーバ ^{※4} またはSPDSデータ収集サーバ ^{※4} が動作不能である場合	A1. 課長(計装)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 課長(計装)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 ^{※8} 。	10日間 ^{※12}	
起動	B. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ^{※5} が動作不能の場合	B1. 課長(電気)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または B2. 課長(電気)は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※8} 。	10日間	
高温停止	C. SPDSデータ表示装置 ^{※4} が動作不能の場合	C1. 課長(計装)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 課長(計装)は、代替措置 ^{※10} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※8} 。	10日間	
	D. 動作可能な衛星電話設備(固定型) ^{※6} 、衛星電話設備(携帯型) ^{※6} 、無線通信設備(固定型) ^{※6} 、無線通信設備(携帯型) ^{※6} または有線式通信機 ^{※6} が所要数を満足していない場合	D1. 課長(電気)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 課長(電気)は、代替措置 ^{※11} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※8} 。	10日間 ^{※12}	
	E. 条件AからDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当直長は、高温停止にする。 および E2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。通信連絡設備は、1N要求であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))</p> <p>【運転、起動および高温停止】</p> <p>A1. 通信連絡設備について所要数を満足させる。完了時間は、緊急時対策所に係るその他設備と同様、保安規定第27条(計測および制御設備)の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められる完了時間である「10日間」とする。</p> <p>A2. 通信連絡設備の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は緊急時対策所に係るその他設備と同様、保安規定第27条(計測および制御設備)の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」とする。</p> <p>B1. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>B1., A1. と同様。</p> <p>B2., A2. と同様。</p> <p>C1., A1. と同様。</p> <p>C2., A2. と同様。</p> <p>D1., A1. と同様。</p> <p>D2., A2. と同様。</p> <p>E1., E2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>				

保安規定 第65条 条文

記載の説明

備考

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. SPDS伝送サーバー ^{※4} またはSPDSデータ収集サーバー ^{※4} が動作不能である場合	A1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 課長（計装）は、代替措置 ^{※7} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに ^{※12} 速やかに
	B. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ^{※5} が動作不能の場合	B1. 課長（電気）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 課長（電気）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに ^{※12} 速やかに
	C. SPDSデータ表示装置 ^{※4} が動作不能の場合	C1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および C2. 課長（計装）は、代替措置 ^{※10} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
	D. 動作可能な、衛星電話設備（固定型） ^{※6} 、衛星電話設備（携帯型） ^{※6} 、無線通信設備（固定型） ^{※6} 、無線通信設備（携帯型） ^{※6} または有線式通信機 ^{※6} が所要数を満足していない場合	D1. 課長（電気）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および D2. 課長（電気）は、代替措置 ^{※11} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに ^{※12} 速やかに

※4：サーバーバッチ等による一時的なデータ伝送停止は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。また、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保することを条件に行う計画的な保全作業および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴うデータ伝送停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※5：衛星電話設備（固定型）等による通信手段を確保することを条件に行う計画的な保全作

【冷温停止および燃料交換】

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。

A2. 当該設備の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。

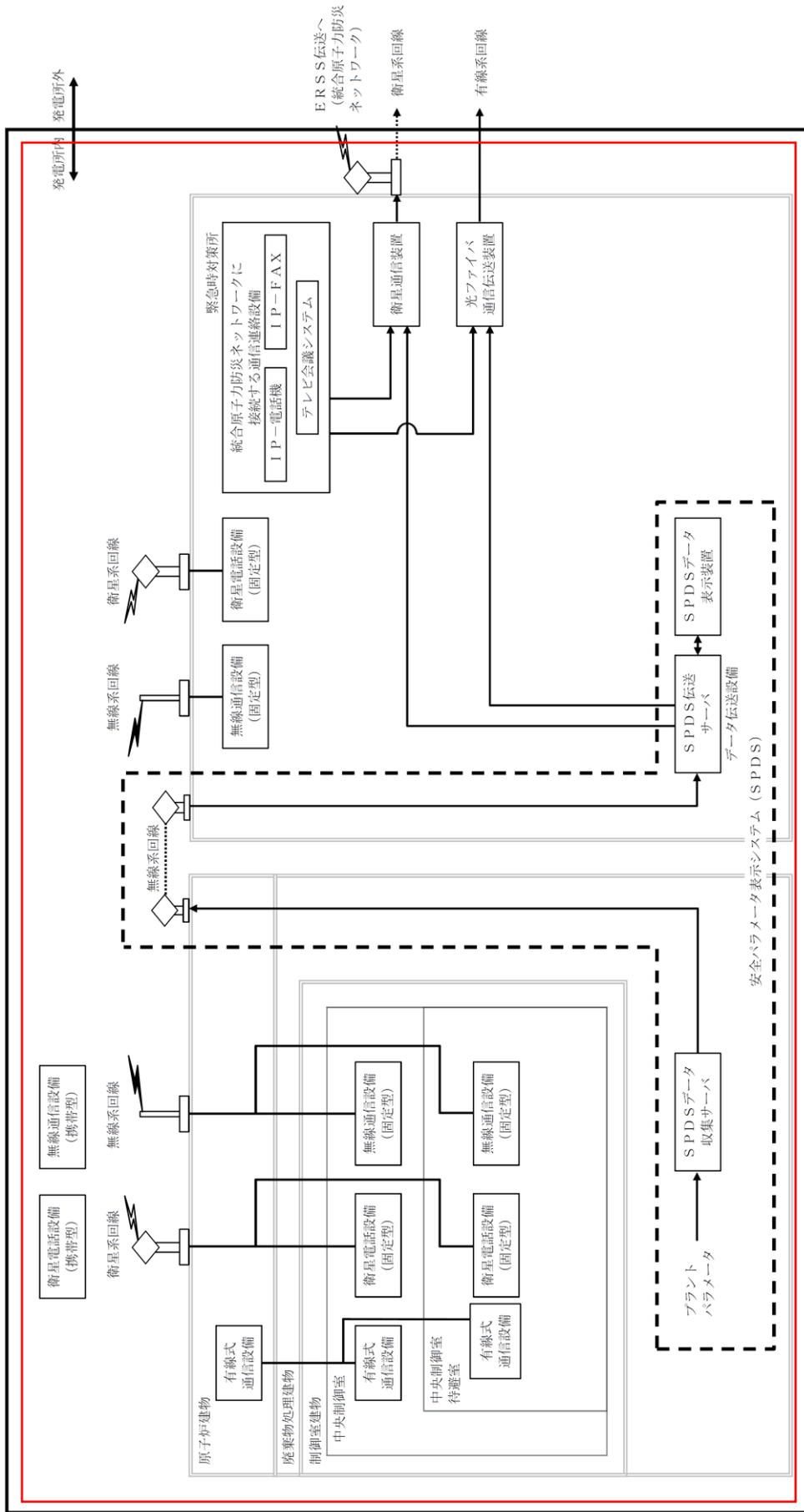
B1., B2., A1., A2. と同様。

C1., C2., A1., A2. と同様。

D1., D2., A1., A2. と同様。

保安規定 第65条 条文	記載の説明	備考
<p>業および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※6：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器等による通信手段を確保することを条件に行う計画的な保全作業および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※7：SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバの代替措置は、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保すること等をいう。</p> <p>※8：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限は継続するが、10日間を超えたとしても条件Eには移行しない。</p> <p>※9：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の代替措置は、通信機器の補充等をいう。</p> <p>※10：SPDSデータ表示装置の代替措置は、連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器による通信手段の確保および記録対象パラメータを定め、記録要員を確保すること等をいう。</p> <p>※11：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器による通信手段の確保による措置をいう。</p> <p>※12：SPDS伝送サーバ、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話機およびIP-FAX）については、原子炉設置者所掌外の設備（通信衛星等の他の事業者等が所掌する設備）の故障等により運転上の制限を逸脱した場合において、当該要求される措置に対する完了時間を除外する。</p>	<p>記載の説明</p> <p>注釈※7の解釈： SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバの伝送停止（パラメータの記録不良を含む）が発生した場合、以下の措置を行う。なお、「所要の確認パラメータ」とは、設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1.15）で要求され、保安規定第65条「65-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」に規定するパラメータをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ▶ 課長（第一発電）は、パラメータの記録または伝送不良が発生した場合、状況に応じた記録要員数を確認し、速やかに中央制御室に配置する。 ▶ 記録要員は、65-13-1に規定するパラメータを所定の頻度で記録する。（所定の頻度とは、1時間毎を用途とする。） ▶ 記録したパラメータを連絡するための体制を構築する。 	<p>備考</p>

65-17-1の範囲
赤枠にて示す



第10.11-1図 通信連絡設備概略系統図

10.11.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建物内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。

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

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

10.11.2.2.5 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。

有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建物内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の操作は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は、発電所内の屋外で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

SPDSデータ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバは、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装

第10.11-2表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様

(1) 無線通信設備

無線通信設備（固定型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

無線系回線

個 数

一式

(2) 衛星電話設備

衛星電話設備（固定型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

衛星系回線

個 数

一式

(3) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）
- ・ 緊急時対策所（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）

a. SPDSデータ収集サーバ

使用回線

有線系回線及び無線系回線

個 数	一式
-----	----

b. SPDS 伝送サーバ

使用回線	有線系回線及び無線系回線
------	--------------

個 数	一式
-----	----

c. SPDS データ表示装置

個 数	一式
-----	----

(4) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

a. テレビ会議システム

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
------	--------------

個 数	一式
-----	----

b. IP-電話機

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
------	--------------

個 数	一式
-----	----

c. IP-FAX

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
------	--------------

個 数	一式
-----	----

(5) データ伝送設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・通信連絡設備（通常運転時等）

a. SPDS 伝送サーバ

使用回線	有線系回線及び衛星系回線
------	--------------

個 数	一式
-----	----

第10.11-3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様

(1) 有線式通信設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・通信連絡設備（通常運転時等）

a. 有線式通信機

使用回線

有線系回線

個 数

一式

(2) 無線通信設備

無線通信設備（携帯型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故時等）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

無線系回線

個 数

一式

(3) 衛星電話設備

衛星電話設備（携帯型）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故時等）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線

衛星系回線

個 数

一式

S2 補 VI-1-1-11 R1

所要数・必要容量
関連箇所を下線にて示す

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (1/6)

通信種別	主要設備	数量			共用の区分
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
警報装置	ハンドセット ステーション*	177 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 14 台 ・原子炉建物他 : 154 台 ・屋外	-	-	-
	スピーカ*	295 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 4 台 ・原子炉建物他 : 282 台 ・屋外	-	-	
通信連絡設備 (発電所内)	ハンドセット ステーション*	177 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 14 台 ・原子炉建物他 : 154 台 ・屋外	-	-	
	スピーカ*	295 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 4 台 ・原子炉建物他 : 282 台 ・屋外	-	-	

注記* : 数量及び設置場所 (又は保管場所) は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (2/6)

通信種別	主要設備	数量			共用の区分
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
通信連絡設備 (発電所内)	固定電話*2	215 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・中央制御室 : 7 台 ・管理事務所, 原子炉建物他 : 198 台	-	-	1, 2, 3 号機共用
	電力保安通信用 電話設備*1	535 台 ・緊急時対策所 : 32 台 ・中央制御室 : 10 台 ・発電所員他配備分 : 493 台	-	-	
	F A X *2	2 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 1 台	-	-	
	衛星電話設備*1 <u>衛星電話設備</u> <u>(固定型)</u> *2	7 台 ・緊急時対策所 : 5 台 ・中央制御室 : 2 台 (中央制御室待避室を含む) その他 : 1 式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所) (原子炉建物) ・衛星電話設備収納盤 (中央制御室) ・衛星電話設備用アンテナ (中央制御室)	同左*3	-	
	衛星電話設備*2 <u>(携帯型)</u> *2	5 台 ・緊急時対策所 : 5 台	5 台*3 (予備 5 台を除く) ・緊急時対策所 : 5 台 (予備 5 台を除く) (携帯型用充電器 : 10 台) (携帯型用充電式電池予備 : 10 台)	全体数量 : 10 台*4	

注記*1: 発電所内と発電所外で共用

*2: 数量及び設置場所 (又は保管場所) は, 原子力防災訓練により実効性を確認し, 必要に応じ適宜改善していく。

*3: 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

*4: 内訳は, 緊急時対策所 : 10 台 (予備 5 台を含む)

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (3/6)

通信種別	主要設備	数量			共用の区分	
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考		
通信連絡設備 (発電所内)	無線通信設備	無線通信設備 (固定型) *2	7台 ・緊急時対策所 : 5台 ・中央制御室 : 2台 (中央制御室待避室を含む) その他: 1式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 無線通信設備用ラック ・無線通信設備用アンテナ (緊急時対策所) (原子炉建物) ・無線通信設備収納盤 (中央制御室) ・無線通信設備用アンテナ (中央制御室)	同左*1	-	1, 2, 3 号機共用
		無線通信設備 (携帯型) *2	10台 ・緊急時対策所 : 10台	10台*1 (予備 10台を除く) ・緊急時対策所 : 10台 (携帯型充電器: 20台) (予備 10台を除く)	全体数量 : 62台*3	
	有線式通信設備	4台 ・廃棄物処理建物 (中央制御室付近) : 4台 その他: 4台 (廃棄物処理建物 (中央制御室付近)) ・中継コード : 4台	4台*1 (予備 6台を除く) ・廃棄物処理建物 (中央制御室付近) : 4台 (予備 6台を除く) その他: 4台 (予備 2台を除く) *2, *5 (廃棄物処理建物 (中央制御室付近)) ・中継コード : 4台	全体数量 : 10台*4		

注記*1: 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

*2: 数量及び設置場所 (又は保管場所) は, 原子力防災訓練により実効性を確認し, 必要に応じ適宜改善していく。

*3: 内訳は, 緊急時対策所: 62台 (予備 10台, 自主 42台を含む)

*4: 内訳は, 有線式通信機が廃棄物処理建物 (中央制御室付近): 10台 (予備 6台を含む)

*5: 中継コードは廃棄物処理建物 (中央制御室付近): 6台 (予備 2台を含む)

S2 補 VI-1-1-11 R1

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (4/6)

通信種別	主要設備	数量			共用の区分
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
安全パラメータ 表示システム (SPDS)	SPDSデータ収集サーバ ^{*3}	1式 ・廃棄物処理建物 計算機室 : 1式	同左 ^{*1}	-	1, 2号機 共用
	SPDS伝送サーバ ^{*2, *3}	1式 ・緊急時対策所 : 1式 その他 : 1式 (緊急時対策所) ・受信用アンテナ (1・2号) (原子炉建物) ・1・2号SPDS伝送用アンテナ用中継盤 ・発信用アンテナ (1・2号)	同左 ^{*1}	-	
	SPDSデータ表示装置 ^{*3}	1台 ・緊急時対策所 : 1台	同左 ^{*1}	-	

注記*1：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

*2：発電所内と発電所外で共用

*3：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

表 3-1-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (5/6)

通信種別	主要設備		数量			共用の区分			
	局線加入電話設備	固定電話機*1 FAX*1	テレビ会議システム (社内向)*1	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)*1	衛星テレビ会議システム (社内向)*1 衛星社内電話機*1		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考
通信連絡設備 (発電所外)	局線加入電話設備	固定電話機*1 FAX*1	テレビ会議システム (社内向)*1	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)*1	衛星テレビ会議システム (社内向)*1 衛星社内電話機*1	1台 ・緊急時対策所 : 1台	-	-	1, 2, 3 号機共用
	テレビ会議システム (社内向)					1台 ・緊急時対策所 : 1台	-	-	
	専用電話設備					6台 ・中央制御室 : 2台 ・緊急時対策所 : 4台	-	-	1, 2, 3 号機共用
	衛星電話設備 (社内向)					1台 ・緊急時対策所 : 1台	-	-	
	電力保安通信用 電話設備*2					10台 ・緊急時対策所 : 10台	-	-	1, 2, 3 号機共用
						525台 ・緊急時対策所 : 32台 ・発電所員他配備分 : 493台	-	-	
						1台 ・緊急時対策所 : 1台	-	-	

注記*1: 数量及び設置場所(又は保管場所)は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。
*2: 発電所内と発電所外で共用

表 3-1 通信連絡設備の主要設備一覧 (6/6)

通信種別	主要設備		設計基準対象施設		数量		重大事故等対処設備	備考	共用の区分
通信連絡設備 (発電所外)	統合原子力防災 ネットワークに 接続する通信 連絡設備	テレビ会議 システム ^{*3}	1台 ・緊急時対策所 : 1台 その他 ・統合原子力防災NW用屋外アンテナ ・統合原子力防災NW盤	1台 ・緊急時対策所 : 1台	同左 ^{*1}	—	1, 2, 3 号機共用		
		IP-電話機 ^{*3}	6台 (有線系: 4台, 衛星系: 2台) ・緊急時対策所 : 4台 (有線系) : 2台 (衛星系)	同左 ^{*1}	同左 ^{*1}	—			
		IP-FAX ^{*3}	3台 (有線系: 2台, 衛星系: 1台) ・緊急時対策所 : 2台 (有線系) : 1台 (衛星系)	同左 ^{*1}	同左 ^{*1}	—			
		衛星電話設備 (固定型) ^{*3}	5台 ・緊急時対策所 : 5台 その他: 1式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所)	同左 ^{*1}	同左 ^{*1}	—			
データ 伝送設備	S.P.D.S伝送サーバ ^{*2, *3}	1式 ・緊急時対策所 : 1式	5台 ^{*1} (予備5台を除く) ・緊急時対策所 : 5台 (予備5台を除く) (携帯型用充電器: 10台) (携帯型用充電式電池予備: 10台)	同左 ^{*1}	同左 ^{*1}	全体数量 : 26台 ^{*4}	—	—	

注記*1: 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

*2: 発電所内と発電所外で共用

*3: 数量及び設置場所 (又は保管場所) は, 原子力防災訓練により実効性を確認し, 必要に応じ適宜改善していく。

*4: 内訳は, 緊急時対策所: 10台 (予備5台を含む), 構外参集地点 (緑ヶ丘施設, 宮内社宅・寮, 佐木前寮及び支援拠点): 自主16台

保安規定第 6 5 条

表 6 5 - 1 8 「アクセスルートの確保」

6 5 - 1 8 - 1 「ホイールローダ」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付 - 1 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付 8 (所要数・必要容量)

(2) S A 4 3 条 共 4 補足説明資料 (分散配置)

表65-18 アクセスルートの確保

65-18-1 ホイールローダ①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
ホイールローダ	所要数が動作可能であること

適用される 原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	ホイールローダ	2台※1

※1：ホイールローダは、第1保管エリアおよび第3保管エリアに分散配置されていること。

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1.ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (土木)

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十三条（1.0）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）

③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備であるホイールローダの所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十三条（1.0）

「重大事故等対処設備」として、重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬しまたは他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路および道路が確保できるよう、適切な措置を講じたものである（実効性のある運用管理を行う）こと。

④ 重大事故等が発生し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水、燃料プールのスプレイ系による燃料プールへのスプレイならびに原子炉建物への放水等、発電所に配備している可搬型重大事故等対処設備の用途は多岐に渡る。屋外のアクセスルートを確保するためのホイールローダについては、これらの可搬型重大事故等対処設備にそれぞれ要求される原子炉の状態において、待機が必要な設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ ホイールローダは、可搬型重大事故等対処設備であるが可搬型代替電源および可搬型注水設備でないことから1N要求機器であり、2台で重大事故等発生時のアクセスルートを確保できる設計としていることから、2台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-1）

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

a. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）

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

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 動作可能なホイルローダが所要数を満足していない場合	A1. 課長（土木）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 課長（土木）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※3。	10日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能なホイルローダが所要数を満足していない場合	A1. 課長（土木）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 課長（土木）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措置を開始する。	速やかに 速やかに

※2：代替品の補充等をいう。

※3：10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。

⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。
ホイルローダは、1N要求設備であるため、所要数が1N未満になった場合を条件として記載する。

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

【運転、起動および高温停止】

A1. ホイルローダは重大事故等時に可搬型重大事故等対処設備を運搬するためのアクセスルートを確保する設備であり、運転/停止中の炉心、および燃料プールの燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、「MS-2」の「異常状態への対応」上特に重要な構築物、系統および機器」に分類されてLCO設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計装」の機能喪失時に要求されるAOTの「10日間」を準用し、「10日間」とする。

A2. 当該設備の機能を補完する代替措置（重機の補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は、「事故時計装」の機能喪失時に要求されるAOTの「10日間」を準用し、「10日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

【冷温停止および燃料交換】

A1. ホイルローダ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. ホイルローダの機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。

所要数・必要容量
関連箇所を下線にて示す

なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する地震による影響(周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり)、その他自然現象による影響(風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響)を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを1台使用する。ホイールローダの保有台数は2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する設計とする。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、基準津波に対し防波壁の内側にアクセスルートを確保する設計とする。

森林火災については、防火帯の内側(一部、防火帯外側のトンネル区間を含む。)にアクセスルートを確保する設計とする。

地滑り・土石流、飛来物(航空機落下)、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保でき

分散配置
関連箇所を下線にて示す

表8 アクセスルートを確保のための可搬型設備

設備名	配備数	保管場所				備考
		第1保管 エリア	第2保管 エリア	<u>第3保管</u> <u>エリア</u>	第4保管 エリア	
ホイールローダ	3台	<u>1台</u>	0台	<u>1台</u>	予備 1台	-

※各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

保安規定第65条

表65-19「大量送水車」

65-19-1「大量送水車」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定するSA設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

(4) SA43条共4補足説明資料 (分散配置)

表65-19 大量送水車

65-19-1 大量送水車 ①

(1) 運転上の制限

項目 ②	運転上の制限 ③
大量送水車	大量送水車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 燃料プールに照射された燃料を 貯蔵している期間	大量送水車	2台※3

※1：動作可能とは、大量送水車およびホースにより送水できることをいう。

大量送水車を使用する各系統の必要数は以下のとおり。

- ・第65条(65-4-2 低圧原子炉代替注水系(可搬型)) 1台×2
- ・第65条(65-6-2 格納容器代替スプレイ系(可搬型)) ※4 1台×2
- ・第65条(65-7-2 ペダスタル代替注水系(可搬型)) 1台×2
- ・第65条(65-7-3 格納容器代替スプレイ系(可搬型)) ※4 1台×2
- ・第65条(65-9-1 燃料プールの冷却等のための設備) ※4 1台×2
- ・第65条(65-11-2 低圧原子炉代替注水系への移送設備) 1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、かつプールの開閉の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールが閉の場合

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

※4：可搬型ストレーナを含む。必要数は1個×2とする。

- ① 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十七条 (1. 4)
 設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十九条 (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。

大量送水車には送水用および海水取水用があり、送水用の大量送水車については、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65条の各表にて大量送水車を
 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
- 65-4-2 低圧原子炉代替注水系(可搬型)
- b. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 65-6-2 格納容器代替スプレイ系(可搬型)
- c. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- 65-7-2 ペダスタル代替注水系(可搬型)
- 65-7-3 格納容器代替スプレイ系(可搬型)
- d. 使用済燃料プールの冷却等のための設備
- 65-9-1 燃料プールの冷却等のための設備
- e. 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- 65-11-2 低圧原子炉代替注水系への移送設備

送水用の大量送水車の所要数については、各手段で兼用した台数としてのことから、本表
 にて大量送水車の確認事項および大量送水車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。

一方、海水取水用の大量送水車については、「65-11-3 海水移送設備」にて整理する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)

③ 可搬型重大事故等対処設備である大量送水車の所要数が動作可能であることを運転上の制限
 とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))

④ 大量送水車の機能が要求されている、保安規定第65条各表の下記適用モードより、「運転、
 起動、高温停止、低温停止および燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの開閉の場合または(2) 原
 子炉内から全燃料が取出され、かつプールの開閉の場合)」と「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、起動および高温停止」を適用

- ・65-6-2 格納容器代替スプレイ系(可搬型)
- ・65-7-2 ペダスタル代替注水系(可搬型)
- ・65-7-3 格納容器代替スプレイ系(可搬型)

「運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。）（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの開閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの開閉の場合）」を適用
 ・65-4-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）
 ・65-11-2 低圧原子炉代替注水槽への移送設備
 「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
 ・65-9-1 燃料プールのスプレイ系

- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ 「設置許可基準規則」（技術基準規則）の要求では、2Nが求められる設備は、条文要求により、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建物の外から水又は電気を供給するものに限る。）が該当することから、大量送水車による低圧原子炉代替注水、格納容器代替スプレイ等に使用する大量送水車は2N要求とし、1セット2台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）
- ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2）
 - a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
 項目1が該当。
 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき1年に1回、性能確認を実施する。

 送水用の大量送水車に必要な吐出圧力・流量は、下表のとおり各手段で求められる機能毎に異なる。性能確認としては、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、ペダスタル代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系または低圧原子炉代替注水槽への移送に使用した場合において、必要な吐出圧力・流量を確保できる値を設定する。（添付-2）

項目⑦	頻度	担当
(2) 確認事項	1年に1回	課長 (原子炉)
1. 大量送水車の性能確認を実施し、以下の8項目を全て満足することを確認する。		
(1) 吐出圧力が1.21MPa[gage]以上、流量が70m ³ /h/台以上。		
(2) 吐出圧力が1.38MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。		
(3) 吐出圧力が1.44MPa[gage]以上、流量が150m ³ /h/台以上。		
(4) 吐出圧力が1.37MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。		
(5) 吐出圧力が1.36MPa[gage]以上、流量が48m ³ /h/台以上。		
(6) 吐出圧力が0.48MPa[gage]以上、流量が48m ³ /h/台以上。		
(7) 吐出圧力が1.58MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。		
(8) 吐出圧力が0.33MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。		
2. 大量送水車が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (原子炉)

大量送水車 公称値 (吐出圧力 0.85MPa [gage] 以上・流量 168m³/h 以上)

系 統	機 能	必要台数 (最大数)【台】 N=必要台数	必要吐出圧力 【MPa [gage]】	必要流量 【m ³ /h】
低圧原子炉代替注水系	低圧原子炉代替注水	1 (2N)	1.21 以上 1.44 以上*	70 以上 30 以上*
格納容器代替スプレ イ	格納容器代替スプレ イ	1 (2N)	1.38 以上 1.44 以上*	120 以上 120 以上*
ペダスタル代替注水系	ペダスタル代替注水	1 (2N)	1.37 以上	120 以上
燃料プールのスプレ イ系	可搬型スプレイノズ ルを使用した注水 またはスプレイ	1 (2N)	1.36 以上	48 以上
	常設スプレイヘッド を使用した注水	1 (2N)	0.48 以上	48 以上
	常設スプレイヘッド を使用したスプレイ	1 (2N)	1.58 以上	120 以上
低圧原子炉代替注水槽 への移送設備	低圧原子炉代替注水 槽への移送	1 (2N)	0.33 以上	120 以上

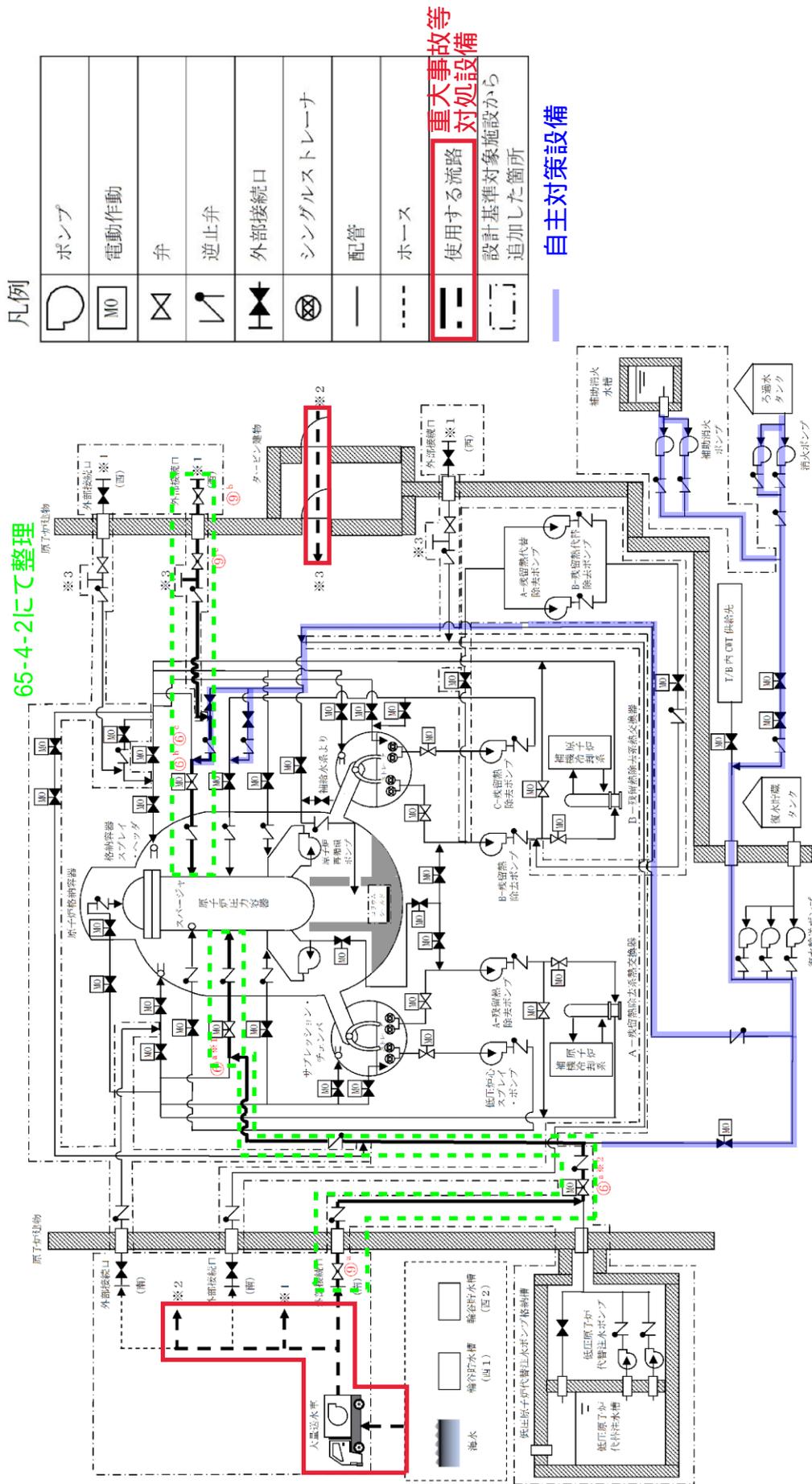
※：低圧原子炉代替注水系と格納容器代替スプレイ系を同時に使用する場合は合算値の150m³/hが要求値となる。

- b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2が該当。
「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき可搬型設備は3箇月に1回、動作可能であることを確認する。

保安規定 第65条 条文		記載の説明		備考
(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. 動作可能な大量送水車が2台未満の場合※5 (1台以上が動作可能)	A1. 課長(原子炉)は、残りの大量送水車が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、残留熱除去系1系列および非常用ディーゼル発電機1台(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)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※6が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長(原子炉)は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A4. 課長(原子炉)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 10日間 30日間	
	B. 動作可能な大量送水車が1台未満の場合※8	B1. 課長(原子炉)は、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、格納容器代替スプレイス系(可搬型)、ペデスタル代替注水系(可搬型)および低圧原子炉代替注水槽への移送設備を動作不能とみなす。 および B2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)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※9が動作可能であることを確認する。 および B3. 課長(原子炉)は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B4. 課長(原子炉)は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3日間 10日間	
<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。上記③のとおり、運転上の制限を所要数が動作可能であることとしていることから、動作不能となり所要数を満足していない場合を条件とする。動作可能な台数が2N未満(1N以上)となった場合と1N未満となった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3))</p> <p>【運転、起動および高温停止】</p> <p>A1. 動作可能な大量送水車が2台未満1台以上となった場合には、残りの大量送水車が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な大量送水車が1台以上の場合には、条件Aで要求される措置を継続して実施し、1台未満の場合には条件Bへ移行し、条件Bで要求される措置を実施する。なお、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、設置許可基準規則第四十七条～第五十一条における大量送水車を使用する各対応手段の主な起因である原子炉圧力容器の冷却機能喪失時、原子炉格納容器の冷却機能喪失時および全交流動力電源喪失時において、最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には残留熱除去系および非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)(原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む。)が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A3. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(可搬型ポンプの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。</p> <p>A4. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限(2N未満(1N以上))の「30日間」とする。</p> <p>B1. 動作可能な大量送水車が1N未満の場合、大量送水車を使用する設備が機能喪失した状態となることから、各対応する設備を動作不能とみなし、それぞれの要求される措置を“速やかに”実施する。</p> <p>B2. 大量送水車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(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)(原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む。)が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>B3., A3.と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。</p> <p>B4., A4.と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。</p>				

保安規定 第65条 条文			記載の説明	備考
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	
運転 起動 高温停止	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	2 4時間 3 6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 ^{※10}	A. 動作可能な大量送水車が2台未満の場合 ^{※5} （1台以上が動作可能）	A1. 課長（原子炉）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は、第59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 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※7} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに	【冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合）】 A1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2. 原子炉が停止している状態であり、保安規定第59条（非常用ディーゼル発電機その2）で要求される非常用ディーゼル発電機1台が動作可能であることを“速やかに”起動し確認する。大量送水車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（原子炉補機冷却系、原子炉補機海水系、高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系含む）が該当し、完了時間は“速やかに”とする。 A3. 【運転、起動および高温停止】におけるA3.と同様。ただし、冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合）であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。 B1. 【運転、起動および高温停止】におけるB1.と同様。ただし、冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合）であることから、動作不能とみなす設備は低圧原子炉代替注水系（可搬型）および低圧原子炉代替注水系への移送設備とする。 B2. 【冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合）】におけるA1.と同様。 B3. 【冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合）】におけるA2.と同様。 B4. 【冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールのゲートが閉の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合）】におけるA3.と同様。
	B. 動作可能な大量送水車が1台未満の場合 ^{※8}	B1. 課長（原子炉）は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、低圧原子炉代替注水系への移送設備を動作不能とみなす。 および B2. 課長（原子炉）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B3. 当直長は、第59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 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および B4. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※7} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに	

65-19-10の範囲
赤枠にて示す



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレスレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路 設計基準対象施設から追加した箇所
	重大事故等 対処設備
	自主対策設備

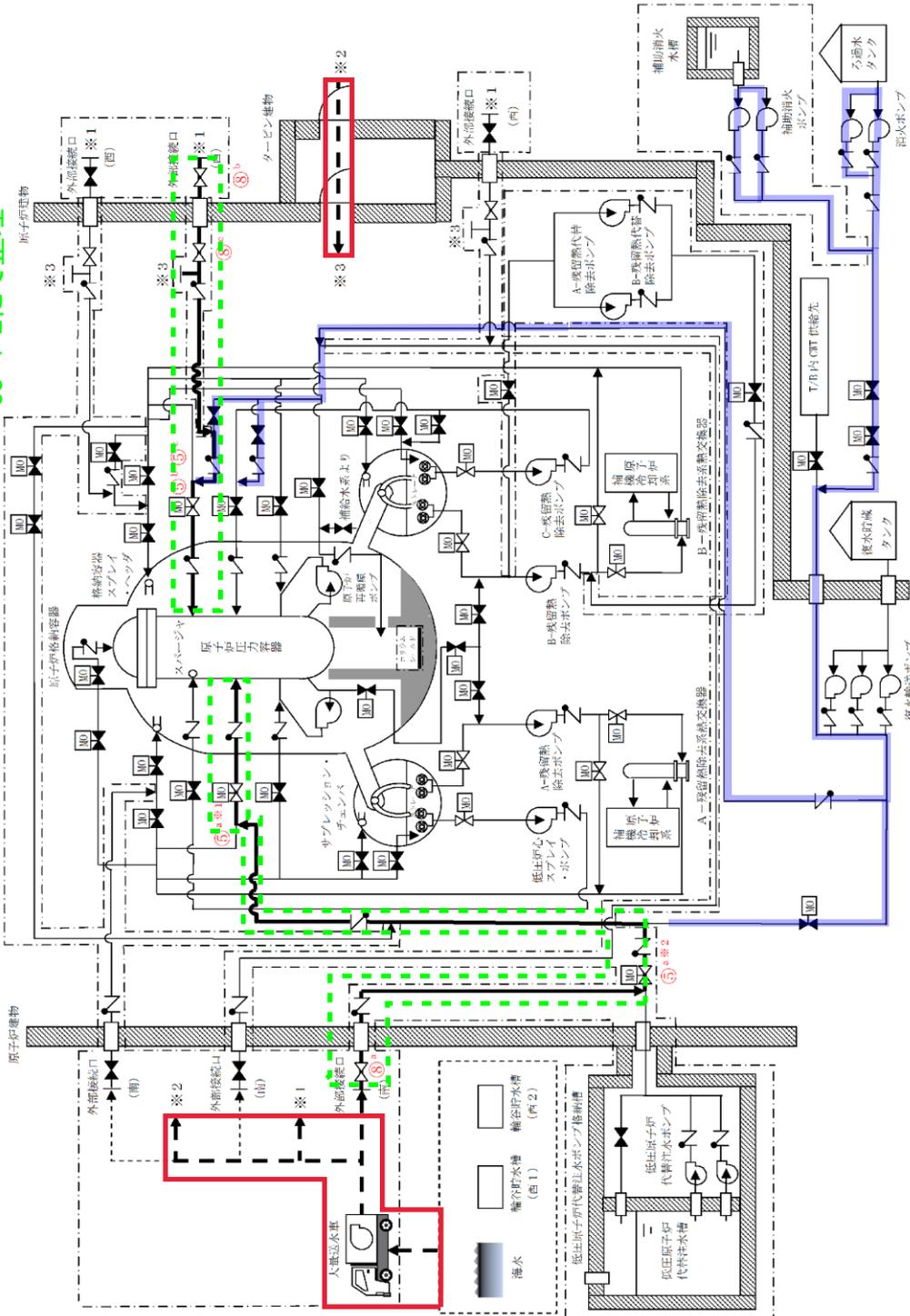
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-15図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図(1 / 2)
(交流電源が確保されている場合)

65-4-2にて整理



凡例

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

自主対策設備

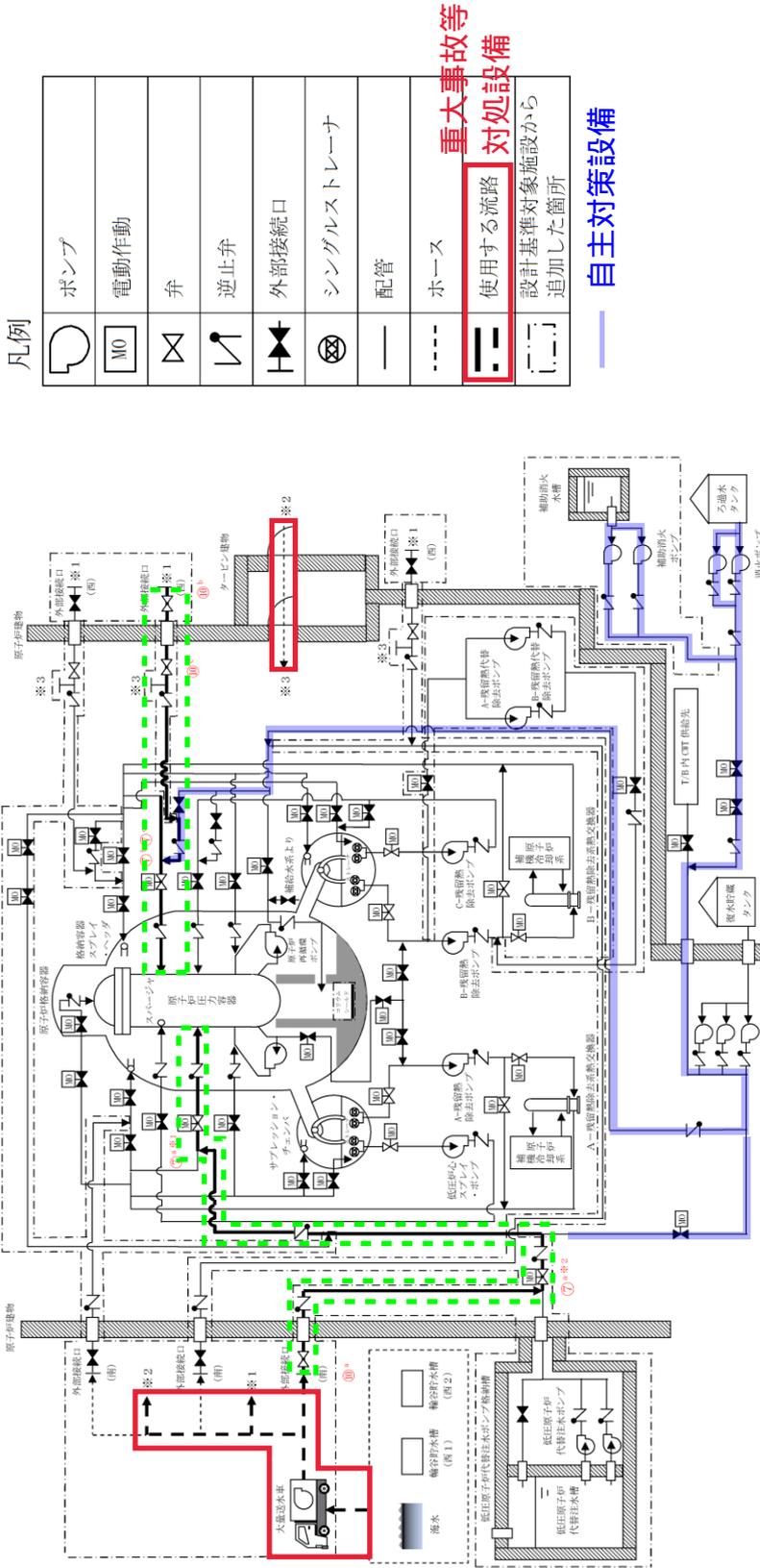
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○ a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-18図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図(1/2)
（全交流動力電源が喪失している場合）

65-4-2にて整理



凡例

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

重大事故等
対処設備

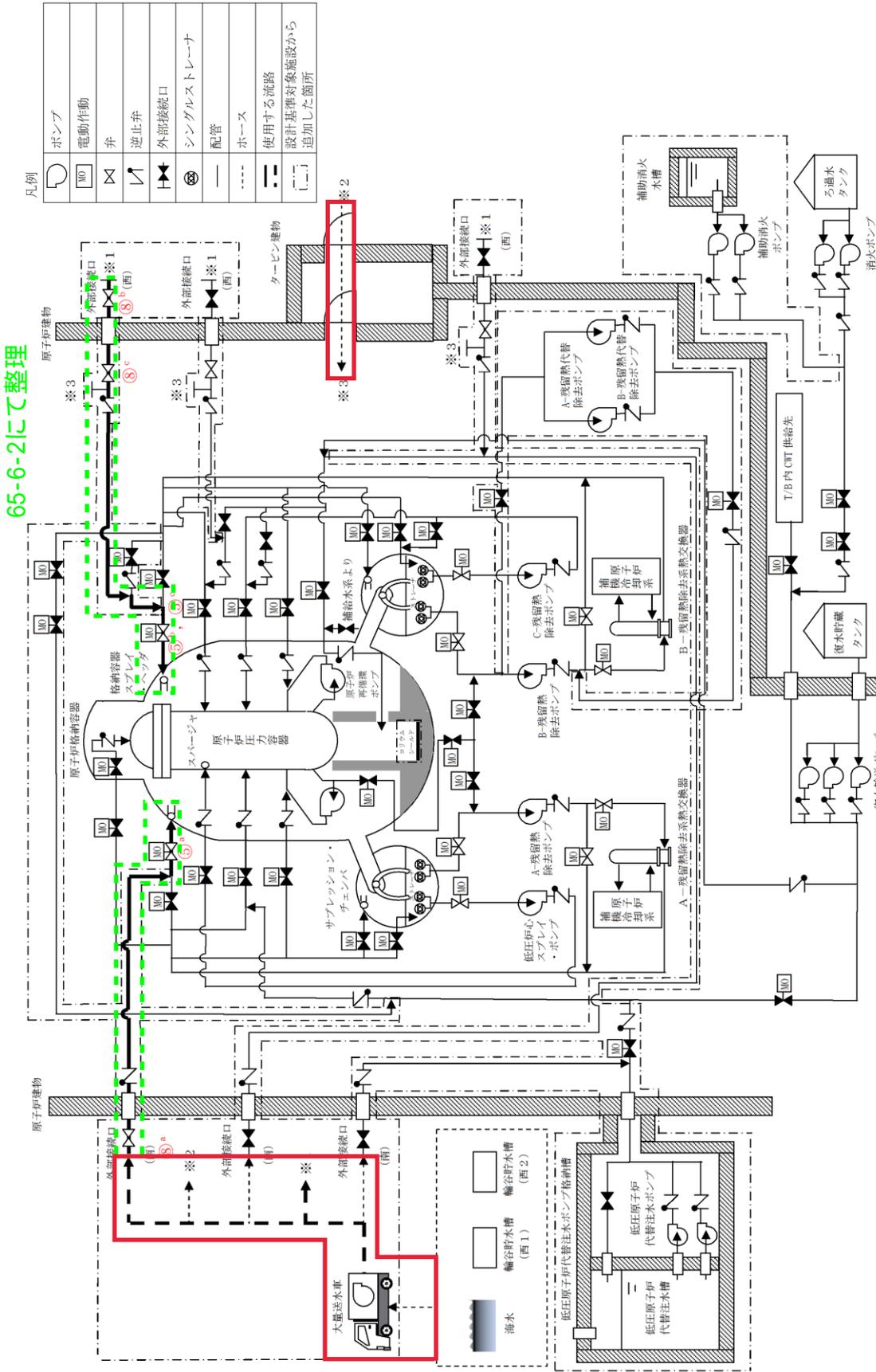
自主対策設備

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○ a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

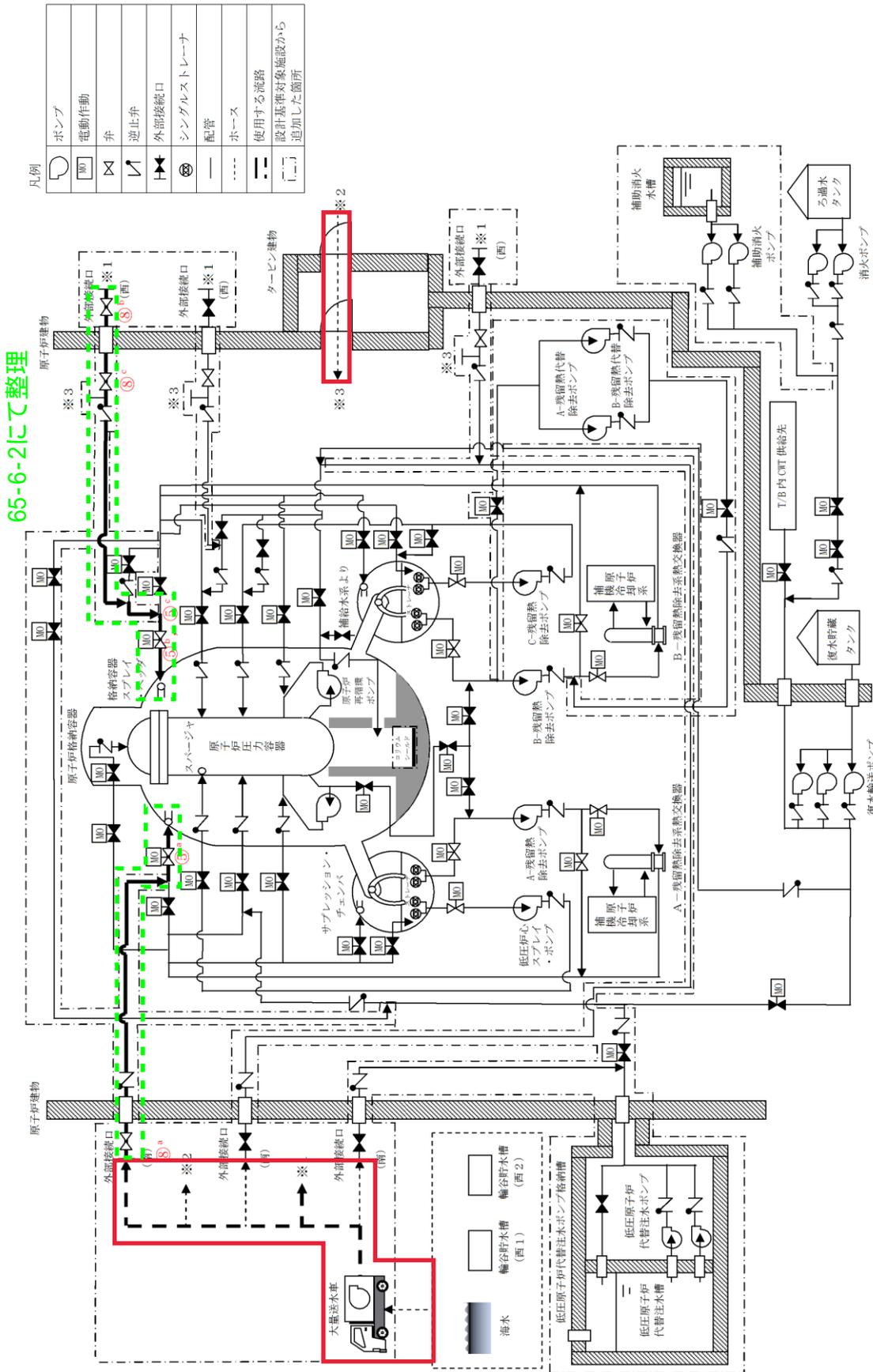
○ ※1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-23図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図（1 / 2）



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

第1.6-15 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 概要図 (交流電源が確保されている場合) (1/2)



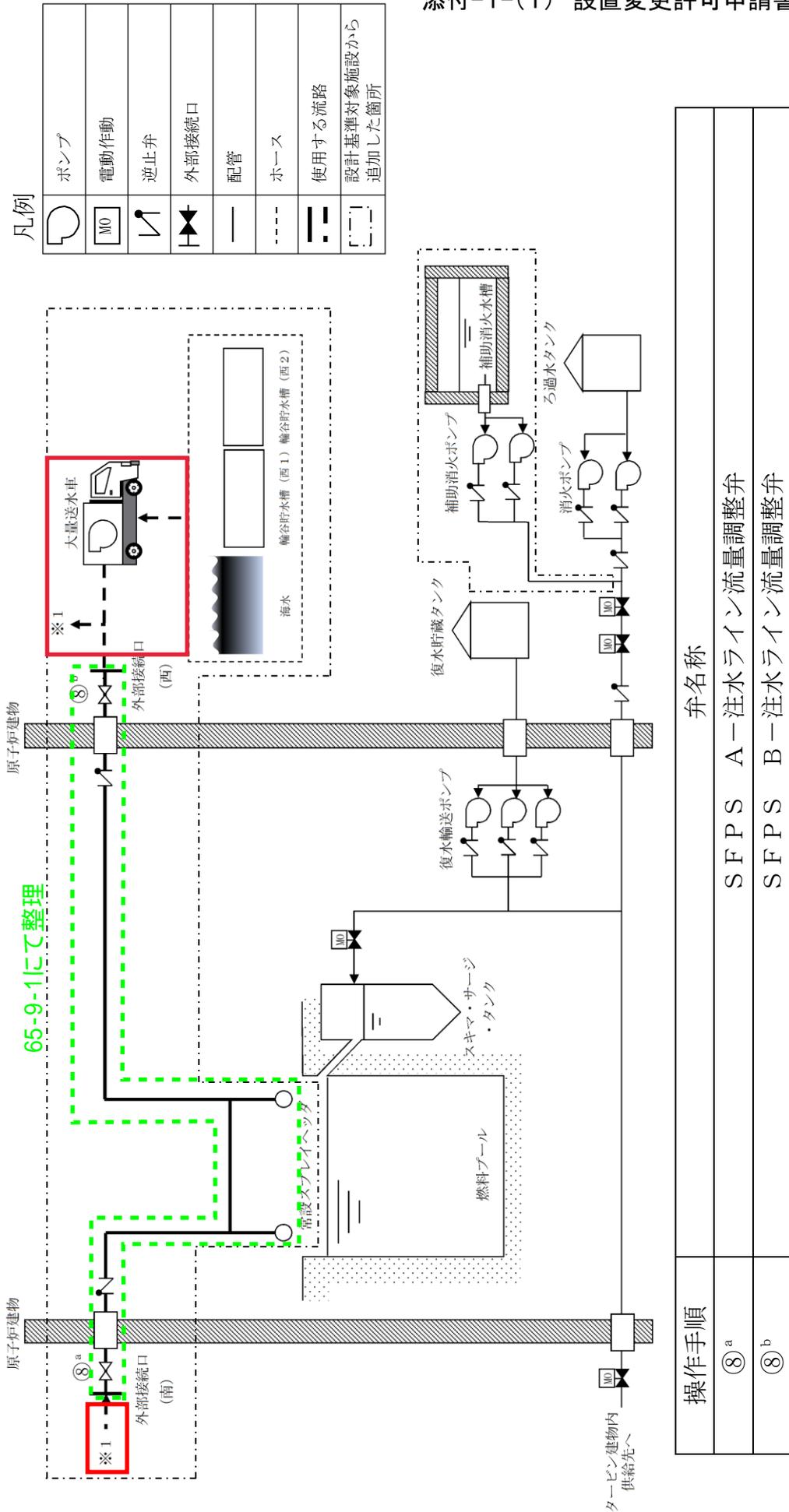
凡例

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

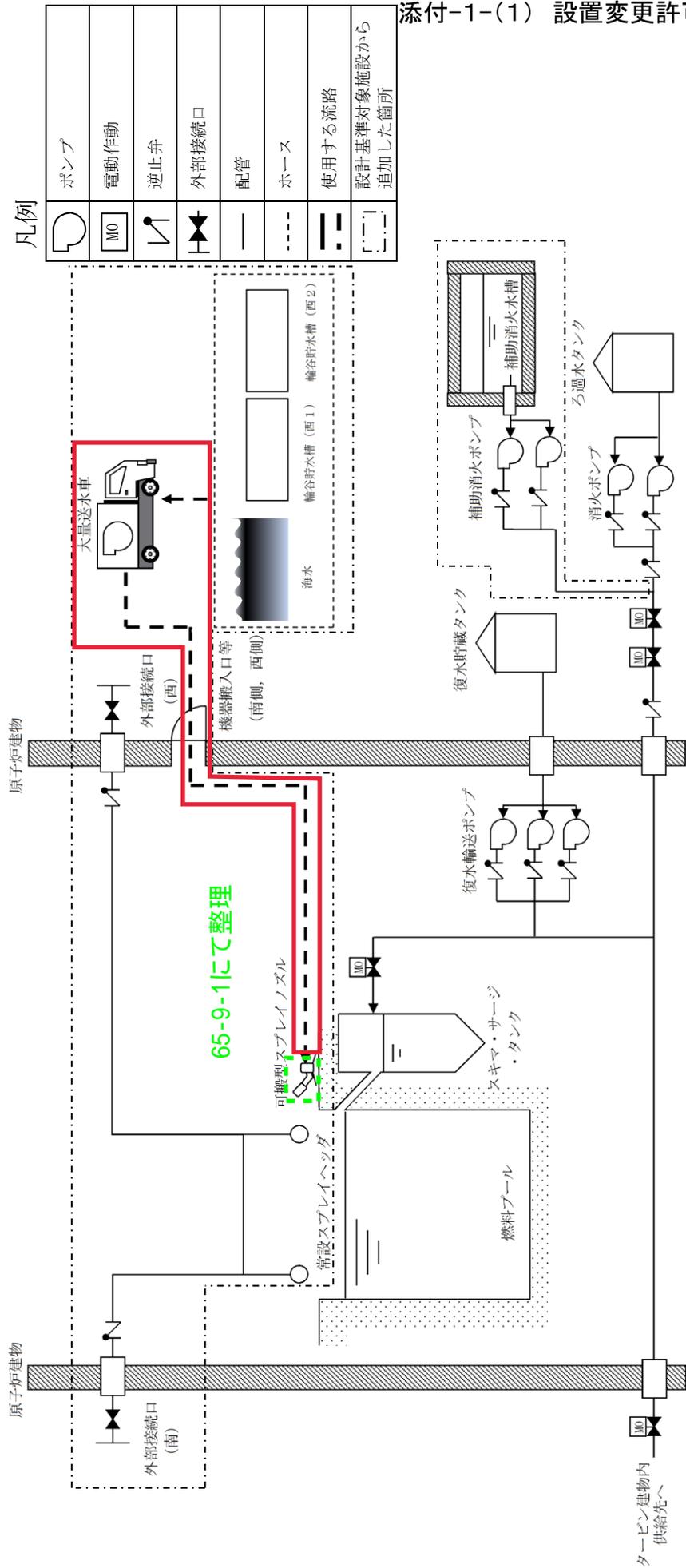
概要図

第1.6-17 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) (全交流動力電源が喪失している場合) (1 / 2)

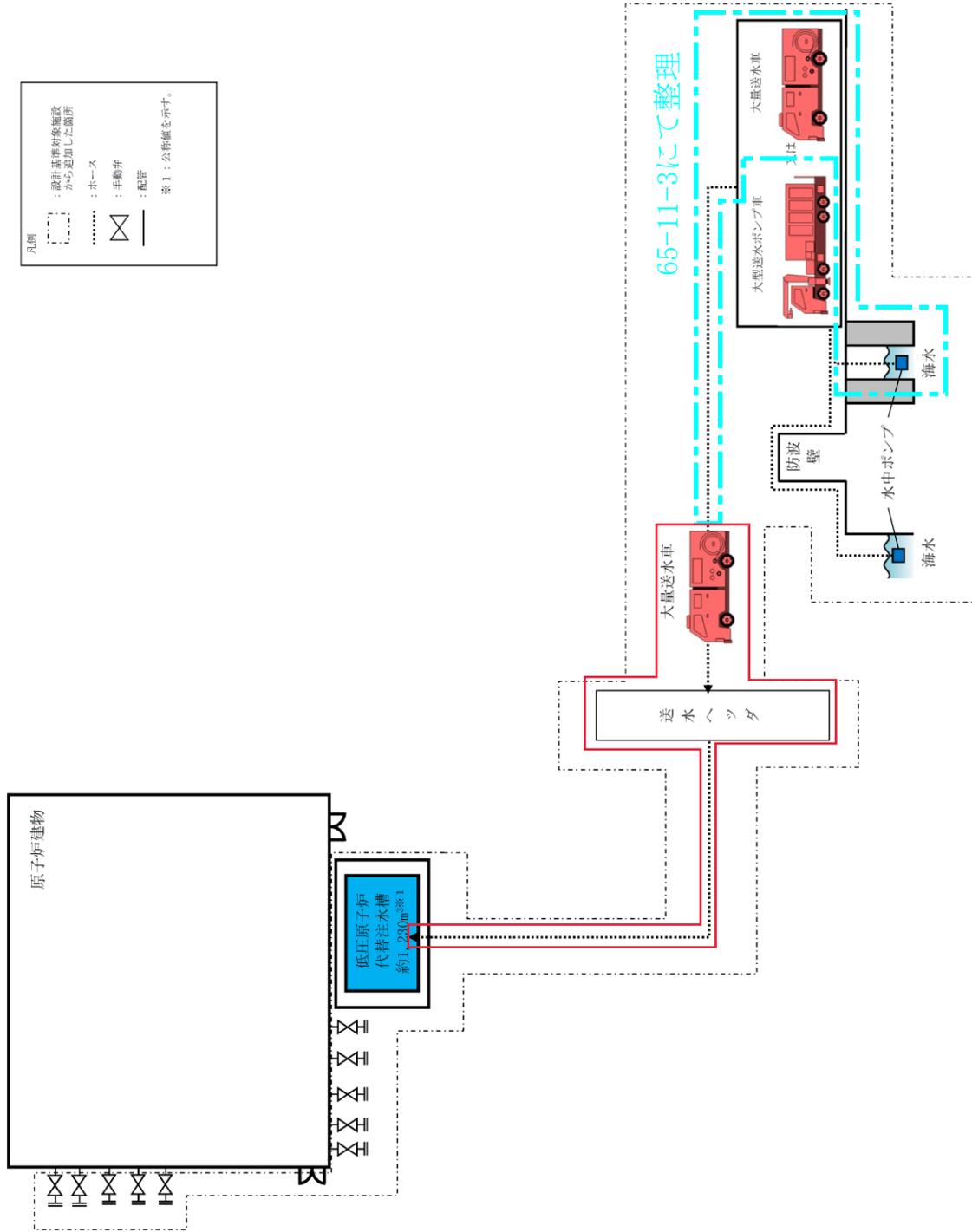
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作手順の優先番号を示す。



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



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



第1.13-18図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による
低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

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。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、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設計とする。

低圧原子力代替注水系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを 1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。また、大量送水車は、想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

5.6.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

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

低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時に

大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

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

9.2.2.2 悪影響防止

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

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

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

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

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

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

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

また、大量送水車は、想定される重大事故等時において、格納容器代替

設けることで、原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル床ドレンサンプの原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

9.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

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

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

9.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

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

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

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

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

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

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

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

4.3.2.3 容量等

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

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

の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、他の設備と電氣的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大量送水車は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧原子炉代替注水槽は、想定される重大事故等時において、代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有する設計とする。

サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量での水頭が、想定される重大事故等時において、高圧原子炉代替注水系で使用する高圧原子炉代替注水ポンプ及び残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

海水取水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。

送水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを 1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及

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

(1) 低圧原子炉代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

台 数 1（予備1）

容 量 約230m³/h/台

全揚程 約190m

(2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

第9.2-1表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器代替スプレイ系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

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

(2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

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

(1) ペDESTAL代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

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

(2) ペDESTAL代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(4) コリウムシールド

材 料 ジルコニア

厚 さ 約0.13m以上

(5) 低圧原子炉代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

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。

(6) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(7) 高圧原子炉代替注水系

a. 高圧原子炉代替注水ポンプ

第5.4-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(8) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

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

a. 大量送水車

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

b. 可搬型スプレイノズル

数 量	2（予備1）
-----	--------

c. 常設スプレイヘッド

数 量	1
-----	---

- (2) 原子炉建物放水設備

a. 大型送水ポンプ車

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

b. 放水砲

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

- (3) 燃料プール監視設備

a. 燃料プール水位・温度（S A）

第 5.7-1 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の主要機器仕様

(1) 低圧原子炉代替注水槽

基 数 1
 容 量 約1,230 m³
 主要部材質 鉄筋コンクリート

(2) サプレッション・チェンバ

第9.1-1表 一次格納施設主要仕様に記載する。

(3) ほう酸水貯蔵タンク

第6.1.2-3表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

(4) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上)

台 数 1

(5) 大量送水車

a. 送水用

第4.3-1表 燃料プールの冷却等のための設備主要機器仕様に記載する。

b. 海水取水用

型式 ディフューザ形
 台数 2 (予備1)
 容量 168m³/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において)
 120m³/h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)
 吐出圧力 0.85MPa[gage]~1.4MPa[gage]以上

3.2 燃料プールのスプレイ系

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

【設 定 根 拠】

(概 要)

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

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

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

大量送水車は、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

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

【設 定 根 拠】 (続き)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

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

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで、炉心を冷却できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等時において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、ホース等を経由して低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合には海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルスプレイ管及び B-ドライウェルスプレイ管からドライウェルス内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

【設定根拠】(続き)

大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、格納容器代替スプレイ系等を経由して A-ドライウェルスプレイ管及び B-ドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として使用する大量送水車は、以下の機能を有する。

大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、ペDESTAL代替注水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

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

大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により、代替淡水源又は代替淡水源が枯渇した場合においては海を水源として、低圧原子炉代替注水系等を経由し、原子炉圧力容器に注水することで熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。また、海を水源とする場合は大量送水車2台を直列に接続して使用できる設計とする。

重大事故等時に使用する大量送水車は、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）としての原子炉圧力容器への注水と、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）としての原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する機能を有する。

【設定根拠】(続き)

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

1. 容量の設定根拠

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

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

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

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

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

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

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

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

【設 定 根 拠】 (続き)

(5) 原子炉压力容器へ注水する場合の容量 70m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として原子炉压力容器への注水時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」において有効性が確認されている原子炉压力容器への注水流量が70m³/hであることから、70m³/h/個以上とする。

(6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として低圧原子炉代替注水槽への供給に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」において有効性が確認されている低圧原子炉代替注水槽への供給流量が120m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

(7) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ供給する場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への供給に使用する場合の容量は、重大事故等の収束に必要な量の水源を確保するための供給流量が120m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

(8) 原子炉格納容器へスプレイする場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉格納容器スプレイ時に使用する場合の容量は、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」，「全交流動力電源喪失（長期TB）」，「全交流動力電源喪失（TBU）」，「全交流動力電源喪失（TBD）」，「全交流動力電源喪失（TBP）」，「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」，「LOCA時注水機能喪失」，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」又は「溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が120m³/hであることから、120m³/h/個以上とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

(9) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 120m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が 120m³/h であることから、120m³/h/個以上とする。

(10) 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量 150m³/h/個以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の容量は、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）のうち、「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」又は「全交流動力電源喪失（TBP）」において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が30m³/h、原子炉格納容器内へのスプレイ流量が120m³/hであることから、150m³/h/個以上とする。

(11) 取水した海水を大量送水車に送水する場合の容量 150m³/h/個以上

大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の容量は、送水先である下流の大量送水車の最大送水流量が原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の150m³/hであることから、150m³/h/個以上とする。

公称値について大量送水車は、消防法に基づく技術上の規格（A-1級）を満足するものを採用していることから、その規格上要求される容量168m³/h/個以上とする。

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

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

【設 定 根 拠】 (続き)

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

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

注記*：原子炉建物南側扉を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

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

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

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

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

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

【設 定 根 拠】 (続き)

- | | |
|------------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.01MPa |
| ② 静水頭 | : 約 0.26MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.02MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.01MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 0.18MPa |
| ⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計) | : 約 0.48MPa |

以上より、常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水に使用する大量送水車の吐出圧力は0.48MPa以上とする。

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

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

なお、燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (西) を使用する場合は以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 0.48MPa を下回る。

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

【設 定 根 拠】 (続き)

(3) 燃料プールへスプレイする場合の吐出圧力 (可搬型スプレイノズル使用時)1. 36MPa 以上

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

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

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

注記* : 原子炉建物南側扉を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

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

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

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

【設 定 根 拠】 (続き)

(4) 燃料プールへスプレイする場合の吐出圧力 (常設スプレイヘッド使用時) 1.58MPa 以上

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

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

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

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

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

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

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

【設 定 根 拠】 (続き)

(5) 原子炉压力容器へ注水する場合の吐出圧力 1.21MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として原子炉压力容器への注水時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.86MPa
② 静水頭	: 約 0.15MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.04MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.15MPa
⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計）	: 約 1.21MPa

以上より，低圧原子炉代替注水系（可搬型）として原子炉压力容器への注水に使用する大量送水車の吐出圧力は1.21MPa 以上とする。

注記*：低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
～原子炉压力容器
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

【設 定 根 拠】 (続き)

なお低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は（西）を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり，必要となる吐出圧力約 1.21MPa を下回る。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
- ・残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～原子炉压力容器
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
～原子炉压力容器
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(6) 低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の吐出圧力 0.33MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として低圧原子炉代替注水槽へ供給に使用する場合の吐出圧力は，必要吐出圧力が最大となる 2 号取水槽を水源としたホース敷設ルート（西側道路）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.00MPa
② 静水頭	: 約 0.06MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.11MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管・弁類圧損	: 約 0.15MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 0.33MPa

【設 定 根 拠】 (続き)

以上より、水の供給設備として低圧原子炉代替注水槽へ供給に使用する大量送水車の吐出圧力は 0.33MPa 以上 とする。

注記* : 2号取水槽を水源としたホース敷設ルート (西側道路) を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) を水源としたホース敷設ルート (南側法面) を使用する場合は以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 0.33MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 20m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

- (7) 輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) へ供給する場合の吐出圧力 0.99MPa 以上
 大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (水の供給設備) として輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) へ供給に使用する場合は、必要吐出圧力が最大となる2号取水槽を水源としたホース敷設ルート (西側道路) を使用する場合は水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.00MPa
② 静水頭	: 約 0.42MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.52MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.02MPa
⑤ 機器及び配管・弁類圧損	: 約 0.03MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 0.99MPa

以上より、水の供給設備として輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) へ供給に使用する大量送水車の吐出圧力は 0.99MPa 以上とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

注記* : 2号取水槽を水源としたホース敷設ルート (西側道路) を使用する場合は以下のホースを使用する。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

なお2号取水槽を水源としたホース敷設ルート (2号開閉所) を使用する場合は以下のとおりであり, 必要となる吐出圧力約 0.99MPa を下回る。

- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(8) 原子炉格納容器へスプレイする場合の吐出圧力 1.38MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備 (格納容器代替スプレイ系) として原子炉格納容器スプレイ時に使用する場合は, 必要吐出圧力が最大となる格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (南) を使用する場合は水源と移送先の圧力差, 静水頭, ホース圧損, ホース湾曲による影響, 機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 水源と移送先の圧力差	: 約 0.64MPa
② 静水頭	: 約-0.24MPa
③ ホース*圧損	: 約 0.43MPa
④ ホース*湾曲による影響	: 約 0.01MPa
⑤ 機器及び配管*・弁類圧損	: 約 0.54MPa
⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計)	: 約 1.38MPa

以上より, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) として原子炉格納容器に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.38MPa 以上とする。

【設 定 根 拠】 (続き)

注記*：格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）～A-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

なお格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）又は（屋内）を使用する場合の配管・ホースは以下のとおりであり、必要となる吐出圧力約 1.38MPa を下回る。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～残留熱代替除去系スプレイライン合流部
- ・残留熱代替除去系スプレイライン合流部
～B-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(9) 原子炉格納容器下部へ注水する場合の吐出圧力 1.37MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）として原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となるペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

【設 定 根 拠】 (続き)

- | | |
|------------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.10MPa |
| ② 静水頭 | : 約-0.42MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.42MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.02MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 1.25MPa |
| ⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計) | : 約 1.37MPa |

以上より、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として原子炉格納容器下部注水に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.37MPa 以上とする。

注記*：ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系合流部
- ・ペDESTAL代替注水系合流部～弁 MV272-196
- ・弁 MV272-196～弁 V272-3
- ・弁 V272-3～ペDESTAL
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 10m ホース

【設 定 根 拠】 (続き)

なおペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又は（西）を使用する場合の配管・ホースは以下の通りであり，必要となる吐出圧力約 1.37MPa を下回る。

- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・ペDESTAL代替注水系合流部～弁 MV272-196
- ・弁 MV272-196～弁 V272-3
- ・弁 V272-3～ペDESTAL
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(10) 原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の吐出圧力 1.44MPa 以上

大量送水車を重大事故等時において原子炉冷却系統施設の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）として原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の吐出圧力は，必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

- | | |
|-----------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.43MPa |
| ② 静水頭 | : 約-0.24MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.66MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.02MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 0.57MPa |
| ⑥ 系統要求値（①+②+③+④+⑤の合計） | : 約 1.44MPa |

【設 定 根 拠】 (続き)

以上より、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）として原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合に使用する大量送水車の吐出圧力は 1.44MPa 以上 とする。

注記*：低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合は以下の配管・ホースを使用する。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部
～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
- ・残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部
～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～原子炉压力容器
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）
～A-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

【設 定 根 拠】 (続き)

なお低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合の配管・ホースは以下の通りであり、必要となる吐出圧力約 1.44MPa を下回る。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部
～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部
～原子炉圧力容器
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）
～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部
～残留熱代替除去系スプレイライン合流部
- ・残留熱代替除去系スプレイライン合流部
～B-格納容器代替スプレイライン合流部
- ・B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m ホース
- ・大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管
- ・大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース
- ・大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース

(11) 取水した海水を大量送水車に送水する場合の吐出圧力 0.42MPa 以上

大量送水車を直列に接続し、上流の大量送水車で取水した海水を下流の大量送水車に送水する場合の上流側の大量送水車の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる西側道路にホースを敷設し、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを同時に実施する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

- | | |
|------------------------|-------------|
| ① 水源と移送先の圧力差 | : 約 0.00MPa |
| ② 静水頭 | : 約 0.06MPa |
| ③ ホース*圧損 | : 約 0.16MPa |
| ④ ホース*湾曲による影響 | : 約 0.02MPa |
| ⑤ 機器及び配管*・弁類圧損 | : 約 0.18MPa |
| ⑥ 系統要求値 (①+②+③+④+⑤の合計) | : 約 0.42MPa |

【設定根拠】(続き)

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

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

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

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

3. 最高使用圧力の設定根拠

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

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力

大量送水車の原動機出力は、必要軸動力が最大となる流量 120m³/h 時の軸動力を基に設定する。

大量送水車の流量が 120m³/h、吐出圧力が 1.58MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は、約 kW となる。

以上より、大量送水車の原動機出力は、 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

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

1. 可搬型重大事故等対処設備の保有数の分類について

可搬型重大事故等対処設備の配備数は「 $2n + \alpha$ 」, 「 $n + \alpha$ 」, 「 n 」設備に分類し、それらを屋外設備であれば第1～第4保管エリアのいずれか2箇所以上に、屋内設備であれば建物内の複数箇所に、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。

なお、保管場所に配備する可搬型設備は、必要により地震による転倒防止及び竜巻による飛散防止を考慮した固縛又は固定を実施していることから、隣接する可搬型設備及びアクセスルートに影響を与えることはない。

タンクローリの背後搭載タンクは、空状態で保管する。

(1) 「 $2n + \alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

原子炉建物外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）、可搬型代替注水ポンプ（大量送水車）、原子炉補機代替冷却系、大型送水ポンプ車については、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、第1～第4保管エリアのいずれか2箇所以上にそれぞれ分散配置する。

なお、第1～第4保管エリアの必要となる容量を有する設備の点検を行う場合は、点検する設備の保管場所に予備を配備後に点検を行うことにより、第1～第4保管エリアに必要となる容量を有する設備は2セット確保される。

また、燃料プールへのスプレイのために原子炉建物内で使用する設備は、必要となる容量を有する設備を2セット及び予備を配備し、原子炉建物内に分散配置する。

(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、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）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、原子炉建物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、第1～第4保管エリアのいずれか2箇所以上に分散配置する。

資料3.(1) SA設備に係る既存保安規定への反映

SA設備に係る既存保安規定への反映		1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16	1.17	1.18	1.19	1.0	-
条番号	条文名称	65-1 緊急停止失敗時のための設備	65-2 発電用炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に	65-3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧す	65-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に	65-5 の最終ヒートシンクへ熱を輸送するため	65-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設	65-5 た原子炉格納容器の過圧破損を防止する	65-7 す原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却	65-5 を防止するための設備	65-8 防止するための設備	65-9 燃料プールの冷却等のための設備	65-10 す発電所外への放射性物質の拡散を抑制	65-11 給重大事故等の収束に必要な水の供	65-12 電源設備	65-13 計装設備	65-14 設備運転員が中央制御室にとどまるための	65-15 監視測定設備	65-16 緊急時対策所	65-17 通信連絡を行うために必要な設備	65-18 アクセスルートの確保	65-19 大量送水車
19条	停止余裕																					
20条	反応度監視																					
21条	制御棒の動作確認〔2号炉〕																					
21条の2	制御棒の動作確認〔3号炉〕																					
22条	制御棒のスクラム機能	△																				
23条	制御棒の操作																					
24条	ほう酸水注入系	△	○						○					○								
25条	原子炉熱的制限値																					
26条	原子炉熱出力及び炉心流量																					
27条	計測および制御設備〔2号炉〕			○												○						
27条の2	計測および制御設備〔3号炉〕																					
28条	原子炉再循環ポンプ〔2号炉〕																					
28条の2	原子炉再循環ポンプ〔3号炉〕																					
29条	ジェットポンプ〔2号炉〕																					
30条	主蒸気逃がし安全弁			○																		
31条	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率																					
32条	非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視																					
33条	原子炉冷却材中のよう素131濃度																					
34条	残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその1				△	△																
35条	残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2				△	△																
36条	残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3				△	△																
37条	原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率																					
38条	原子炉圧力																					
39条	非常用炉心冷却系その1〔2号炉〕		△	○ ^{※1} /△	△	△	△							△								
39条の2	非常用炉心冷却系その1〔3号炉〕																					
40条	非常用炉心冷却系その2																					
41条	原子炉隔離時冷却系〔2号炉〕		△																			
42条	主蒸気隔離弁																					
43条	格納容器および格納容器隔離弁					△	△	△	△	△												
44条	サブプレッションチェンバからドライウェルへの真空破壊弁					△		△		△												
45条	サブプレッションチェンバの平均水温																					
46条	サブプレッションチェンバの水位		△		△		△	△	△	△				△								
47条	可燃性ガス濃度制御系																					
48条	格納容器内の酸素濃度									△												
49条	原子炉棟			△									△									
50条	原子炉棟給排気隔離弁																					
51条	非常用ガス処理系																					
52条	原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系				△	△	△					△			△							
53条	高圧炉心スプレィ補機冷却水系および高圧炉心スプレィ補機海水系		△												△							
54条	燃料プールの水位および水温																					
55条	燃料または制御棒を移動するときの原子炉水位																					
56条	中央制御室非常用循環系																					○
第57条	外部電源その1〔3号炉〕																					
第57条の2	外部電源その2〔3号炉〕																					
57条の3	外部電源その3〔2号炉〕																					
58条	非常用ディーゼル発電機その1	△	△	△	△	△	△								△							△
59条	非常用ディーゼル発電機その2				△										△							△
60条	非常用ディーゼル発電機燃料油等														○							
61条	直流電源その1														○							
62条	直流電源その2														○							
63条	所内電源系統その1														○							
64条	所内電源系統その2														○							

※1：自動減圧系の逃がし安全弁およびアキュムレータは、動作不能時は、DB条文、SA条文の各々のLCO逸脱時の措置が必要である。

凡例

- ：当該設備の故障により、DB条文、SA条文の各々のLCO逸脱時の措置が必要なもの。
- △：当該設備の故障により、DB条文のみのLCO逸脱時の措置を行うことで、SA機能としての措置も含まれるもの。

資料 3. (2) 保安規定第 6 5 条 (重大事故等対処設備)

(重大事故等対処設備)

[2号炉]

第65条 原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備^{※1}は、表65-1から表65-19で定める事項を運転上の制限とする。

- (1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- (5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備
- (6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- (7) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- (8) 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備
- (9) 燃料プールの冷却等のための設備
- (10) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- (11) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- (12) 電源設備
- (13) 計装設備
- (14) 運転員が中央制御室にとどまるための設備
- (15) 監視測定設備
- (16) 緊急時対策所
- (17) 通信連絡を行うために必要な設備
- (18) アクセスルートの確保
- (19) 大量送水車

2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 各課長または当直長は、原子炉の状態に応じて表65-1から表65-19の確認事項を実施する。各課長は、その結果を課長（発電）に通知する。

3. 各課長または当直長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表65-1から表65-19の措置を講じる。

※1：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。