

女川原子力発電所 2 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について

平成 3 0 年 5 月

東北電力株式会社

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

1.2 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手順等

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における事項

2.1 可搬型設備等による対応

<添付資料 目次>

- 添付資料 1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切替えの容易性について
- 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて
- 添付資料 1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について
- 添付資料 1.0.4 外部からの支援について
- 添付資料 1.0.5 重大事故等への対応に係る文書体系
- 添付資料 1.0.6 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について
- 添付資料 1.0.7 有効性評価における重大事故対応時の手順について
- 添付資料 1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について
- 添付資料 1.0.9 重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について
- 添付資料 1.0.10 重大事故等時の体制について
- 添付資料 1.0.11 重大事故等時の発電用原子炉主任技術者の役割について
- 添付資料 1.0.12 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について
- 添付資料 1.0.13 重大事故等に対処する要員の作業時における装備について
- 添付資料 1.0.14 技術的能力対応手段と有効性評価比較表
技術的能力対応手段と運転手順等比較表
- 添付資料 1.0.15 原子炉格納容器の長期にわたる状態維持に係わる体制の整備について
- 添付資料 1.0.16 重大事故等時における停止号炉の影響について

女川原子力発電所 2 号炉

原子炉格納容器の長期にわたる状態維持に 係わる体制の整備について

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<目次>

1. 考慮すべき事項.....	1.0.15-1
2. 原子炉格納容器の冷却手段	1.0.15-3
(1) 女川原子力発電所2号炉における格納容器除熱手段について.....	1.0.15-3
(2) 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について	1.0.15-4
3. 作業環境の線量低減対策の対応例について	1.0.15-8
(1) 循環冷却時の線量低減の対応について.....	1.0.15-8
(2) 汚染水発生時の対応について.....	1.0.15-11
4. 残留熱除去系の復旧方法について.....	1.0.15-11
(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について	1.0.15-11
(2) 残留熱除去系の復旧手順について	1.0.15-11
5. 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱等の 長期安定冷却手段について.....	1.0.15-19
5. 1 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱について .	1.0.15-19
(1) 可搬型原子炉格納容器除熱系の概要について	1.0.15-19
(2) 作業に伴う被ばく線量について.....	1.0.15-21
(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応について.....	1.0.15-23
5. 2 原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による 原子炉除熱について ..	1.0.15-23
(1) 原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による 原子炉除熱の概要について... ..	1.0.15-23
5. 3 原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による 原子炉格納容器除熱について ..	1.0.15-25
(1) 原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による 原子炉格納容器除熱の概要について ..	1.0.15-25
6. 外部からの支援について.....	1.0.15-26

重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。

女川原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第12編 原子力災害対策編」（中央防災会議）に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。

復旧計画に定めるべき事項は以下のとおり。

- ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・原子炉施設の除染の実施
- ・原子炉施設損傷部の修理及び改造の実施
- ・放射性物質の追加放出の防止
- ・復旧対策の実施工程および実施担当者 等

発電所対策本部は、招集した重大事故等対策要員により、復旧計画に基づき災害発生後の中長期対応を行う。また、本店対策本部が中心となって、社内外の関係箇所と連携し、適切かつ効果的な復旧対策を検討できる体制を整備する。

1. 考慮すべき事項

- (1) 格納容器過圧・過温破損事象等においては、代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系により長期的な原子炉格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。
- (2) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を行うことで、原子炉格納容器の圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能となる。サプレッションチェンバのプール水温度が原子炉格納容器の最高使用温度に近い状態が長期にわたり継続するが、原子炉格納容器の温度については、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が維持される 150℃を下回っている。また、代替循環冷却系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計としているが、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討が必要である。
- (3) 炉心損傷後に代替循環冷却運転を実施することに対しては、現場の作業環境への影響として、建屋内の環境線量が上昇することにより、代替循環冷却運転後の機器の復旧等が困難になることが予想される。

- (4) 代替循環冷却系により原子炉格納容器除熱を実施することにより，長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができることを解析にて確認しているものの，最終的には残留熱除去系の復旧が必要である。
- (5) 原子炉格納容器の圧力・温度を低く安定状態を保つためには，代替循環冷却系及び残留熱除去系が有効な手段であるが，ともに残留熱除去系熱交換器を用いており，この残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討が必要である。
- (6) 重大事故等発生時の中長期的な対応については，プラントメーカーとの協力協定を締結し，事故収束に向けた対策立案など必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

以上を踏まえ，(1)，(2)の詳細検討として「2. 原子炉格納容器の冷却手段」において，重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。

また，(3)，(4)，(5)の検討結果を「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」「4. 残留熱除去系の復旧方法について」及び「5. 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」にそれぞれまとめる。

(6)について「6. 外部からの支援について」にて示す。

2. 原子炉格納容器の冷却手段

(1) 女川原子力発電所2号炉における原子炉格納容器除熱手段について

女川原子力発電所2号炉では、多様な原子炉格納容器除熱手段を整備しており、その設備の有効性について有効性評価において確認している。

第1表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第1図、第2図、第3図、第4図及び第5図に原子炉格納容器除熱手段の概要図を示す。

第1表に示すとおり、女川原子力発電所2号炉では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を有しており、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの原子炉格納容器ベントの実施による原子炉格納容器除熱も可能であり、多様性を有している。

第1表 女川原子力発電所2号炉における原子炉格納容器除熱手段

	女川原子力発電所2号炉の除熱手段	
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却系	○
	原子炉補機代替冷却水系	○
	残留熱除去系(A)	△
	残留熱除去系(B)	△
	ドライウェル冷却系, 原子炉冷却材浄化系(※)を用いた原子炉格納容器除熱	△
原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	原子炉格納容器フィルタベント系	○
	耐圧強化ベント系	○

○：有効性評価で期待する設備

△：有効性評価で期待しないものの設備復旧等により使用可能

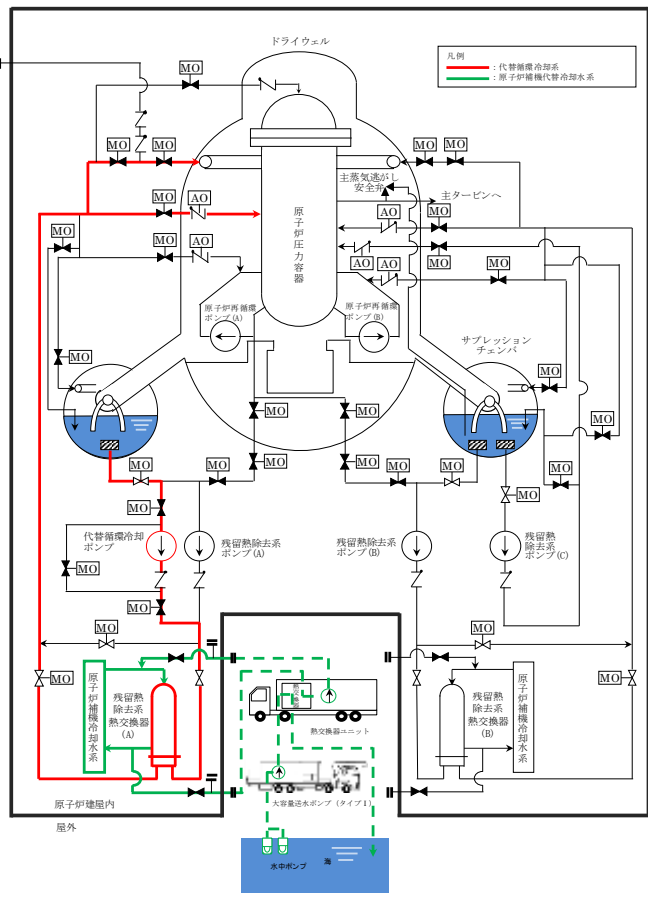
※：原子炉再循環系(B)吸込み配管及び原子炉冷却材浄化系ボトムドレン配管破断の原子炉冷却材喪失事故(LOCA)時は使用不能

(2) 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

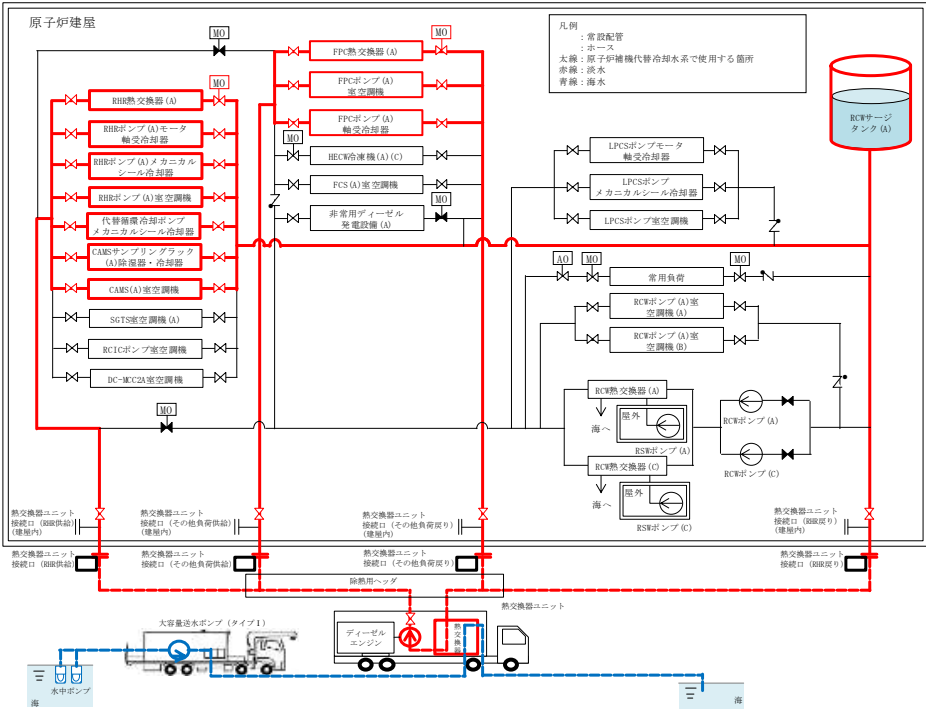
代替循環冷却系を運転する場合には、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。このため、代替循環冷却系において放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、シール材等）については、運転環境下における放射線量を考慮して設計する。

また、事故後のサプレッションチェンバ内には異物が流入する可能性があるが、サプレッションチェンバからの吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。なお、ストレーナは、サプレッションチェンバの底面から約 1.5m の高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、万が一、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）による淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことができる設備構成としている（第 6 図参照）。

なお、炉心損傷に至る重大事故等発生後に代替循環冷却系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。

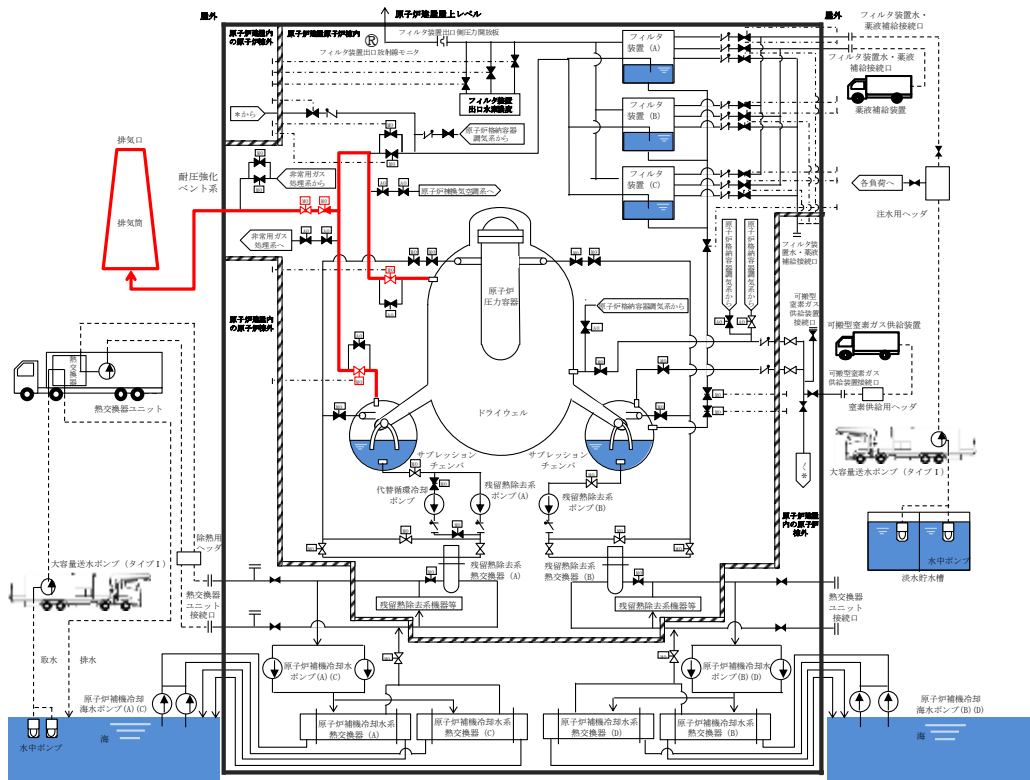


第1図 代替循環冷却系 系統概要図

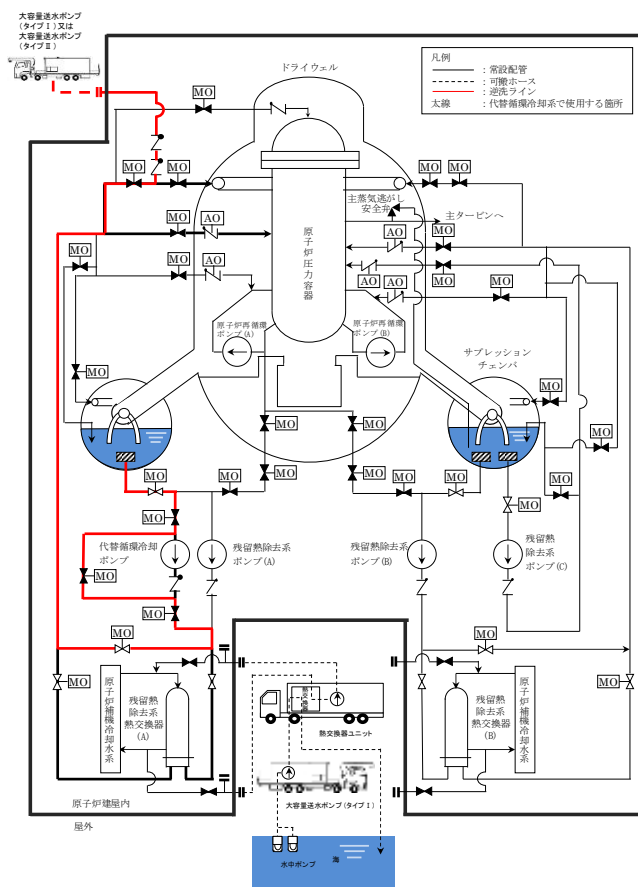


第2図 原子炉補機代替冷却水系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第5図 耐圧強化ベント系 系統概要図



第6図 残留熱除去系吸込ストレナ逆洗操作時の系統概要図

3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

(1) 循環冷却時の線量低減の対応について

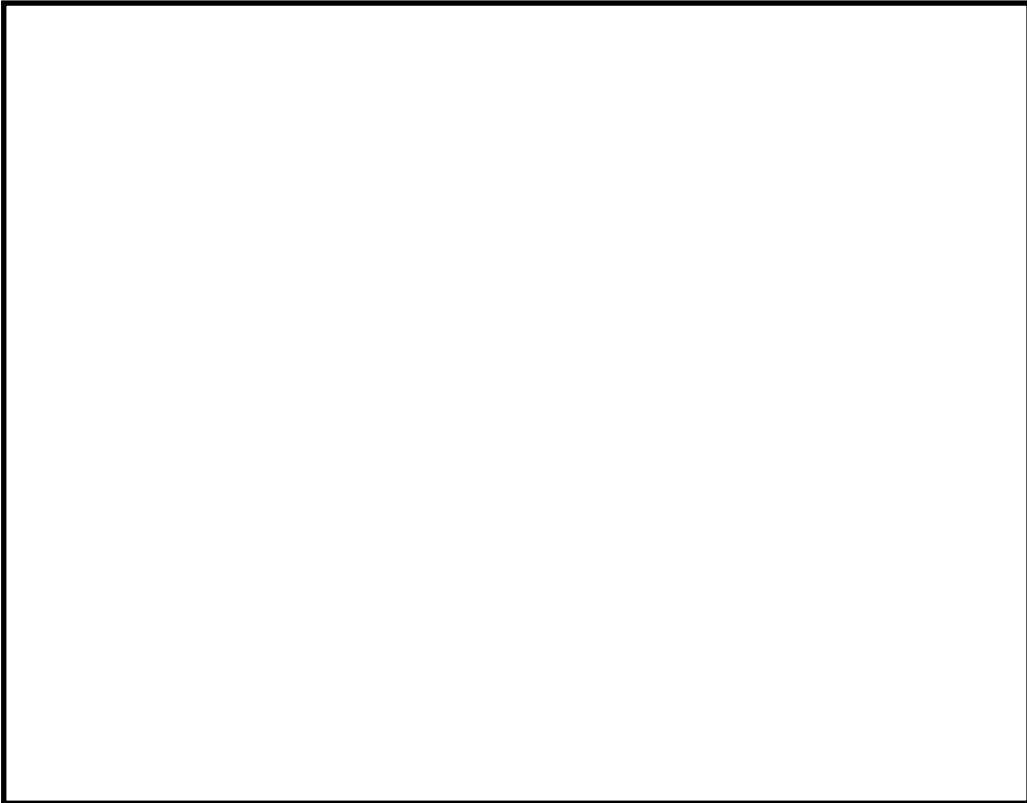
代替循環冷却系は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統である。このため、代替循環冷却系は、残留熱除去系が復旧するまでの期間に運転することを想定している。ここでは、代替循環冷却系の運転によって放射線量が上昇した環境下における残留熱除去系の復旧作業の概要を示す。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバからのプール水の吸込み、原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器へのスプレイに残留熱除去系のA系を使用する。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却系の運転に伴う線量影響を受ける可能性が低いB系を復旧することを想定する。

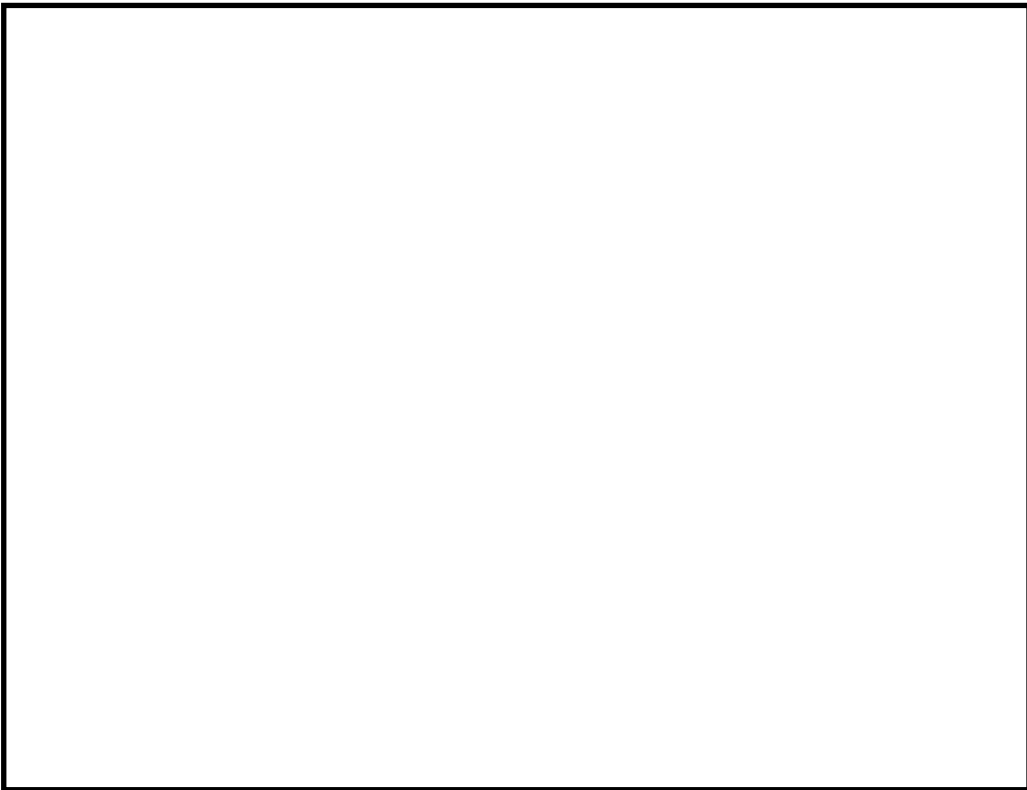
残留熱除去系の復旧において、復旧作業を想定した場合、原子炉建屋[]の大物搬出入口付近ハッチ、原子炉建屋[]の大物搬出入口下部ハッチ、原子炉建屋[]及び[]の残留熱除去系ポンプ（B）室上部ハッチ並びに原子炉建屋[]の残留熱除去系ポンプ（B）室にアクセスできる必要がある。

第7図に示すとおり、代替循環冷却系の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系ポンプ（B）室及び各ハッチ付近から離れており、ポンプ室及び各ハッチ付近にアクセス可能である。また、復旧作業時には、適切な放射線防護対策を行うことにより、線量による影響を低減させた上で復旧作業を行う。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

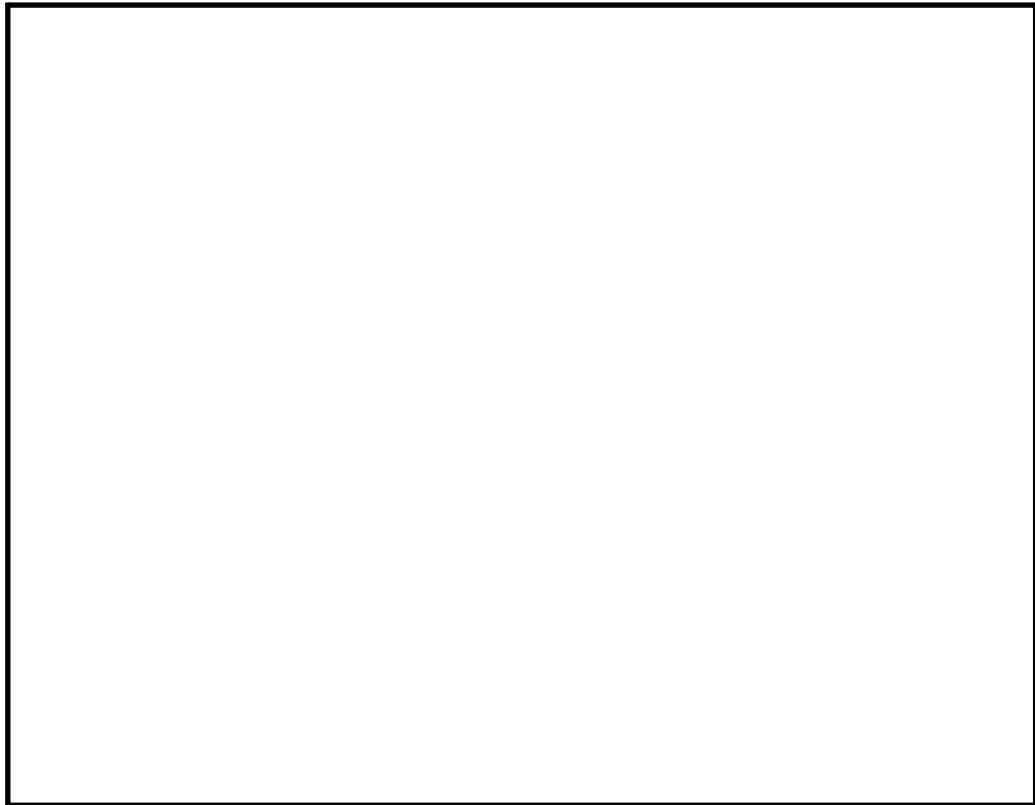


第7-1図 機器配置図（原子炉建屋)

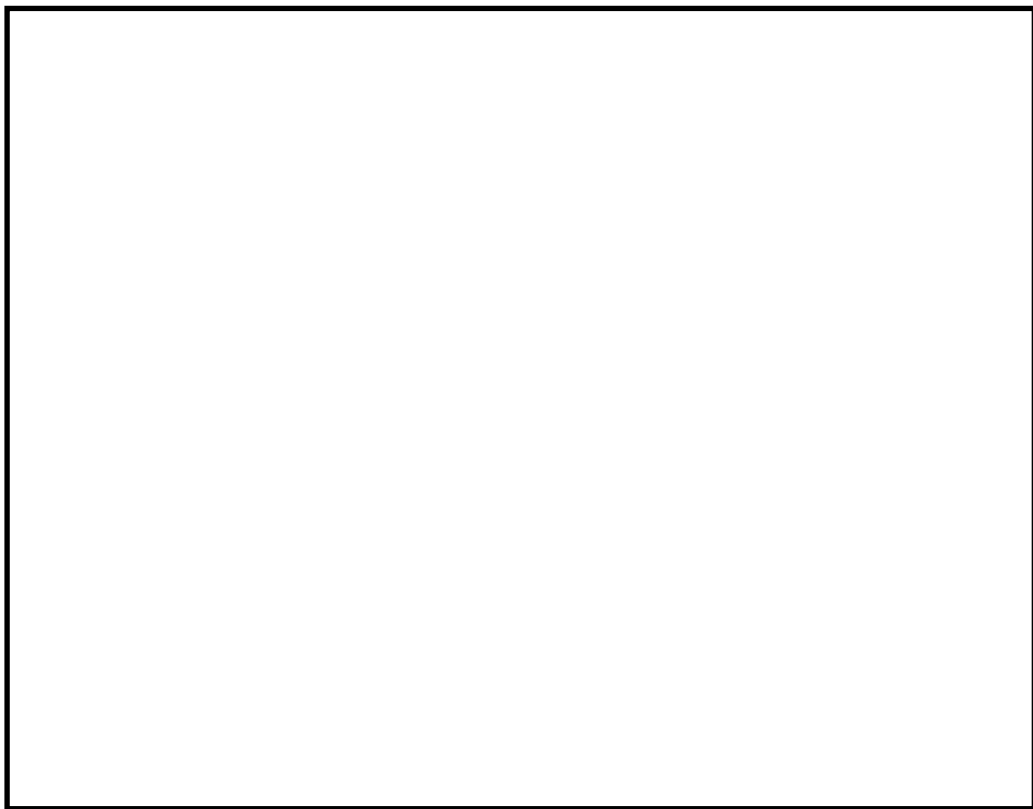


第7-2図 機器配置図（原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第7-3図 機器配置図（原子炉建屋 ）



第7-4図 機器配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 汚染水発生時の対応について

重大事故発生時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。

4. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧することが可能であると考えられる。

残留熱除去系の復旧に当たり、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系については、予備品を確保することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる。また、残留熱除去系ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプ電動機並びにポンプ部品の予備品を重大事故等により同時に影響を受けない場所に保管する。

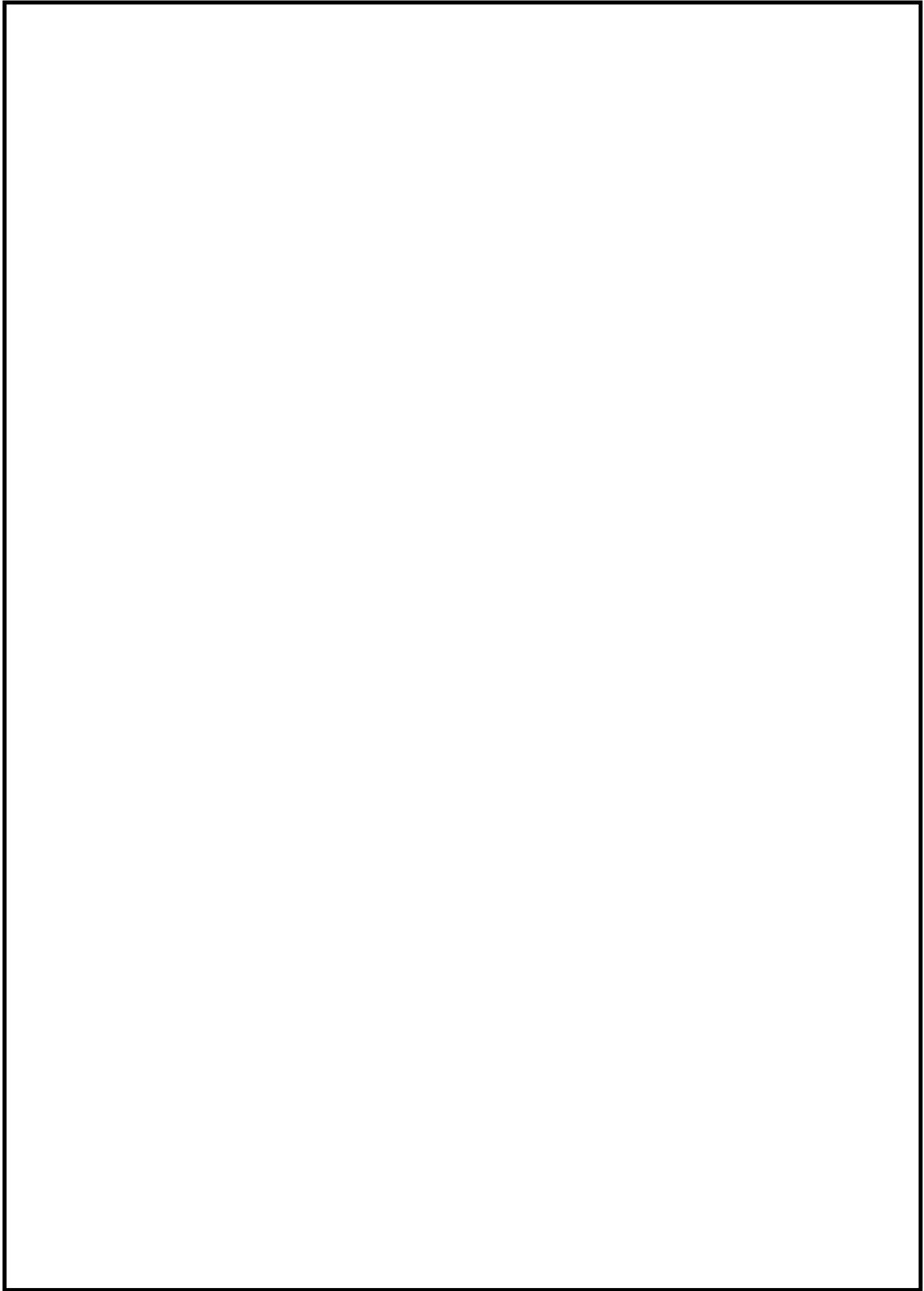
(詳細は添付資料1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照)

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

炉心損傷又は原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、重大事故等対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備している。

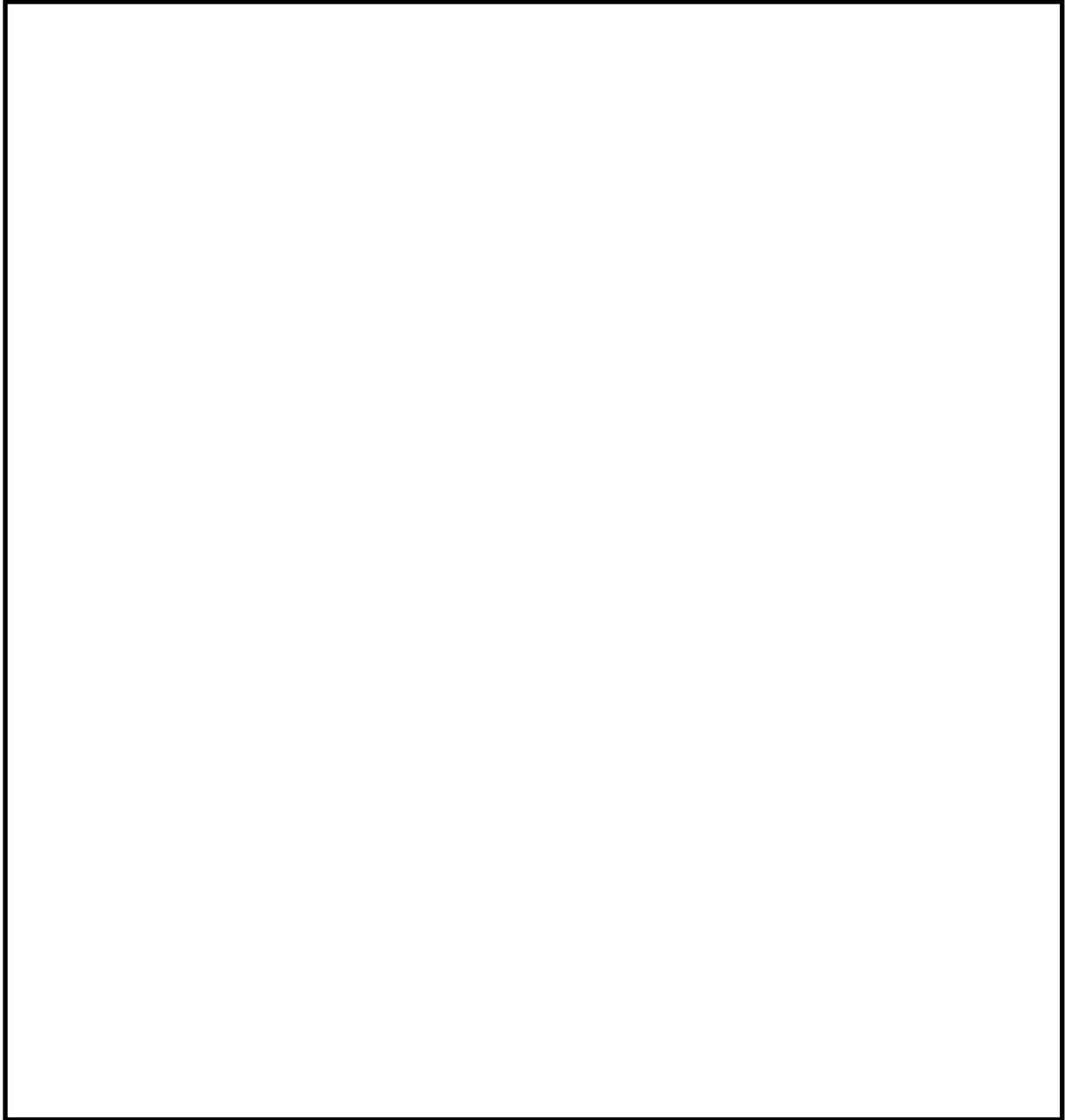
本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷あるいは原子炉格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、 「応急対策」又は「代替対策」のいずれかを選択する。

具体的には、故障箇所の特定と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順により作業を行う。第8図に手順書の記載例を示す。



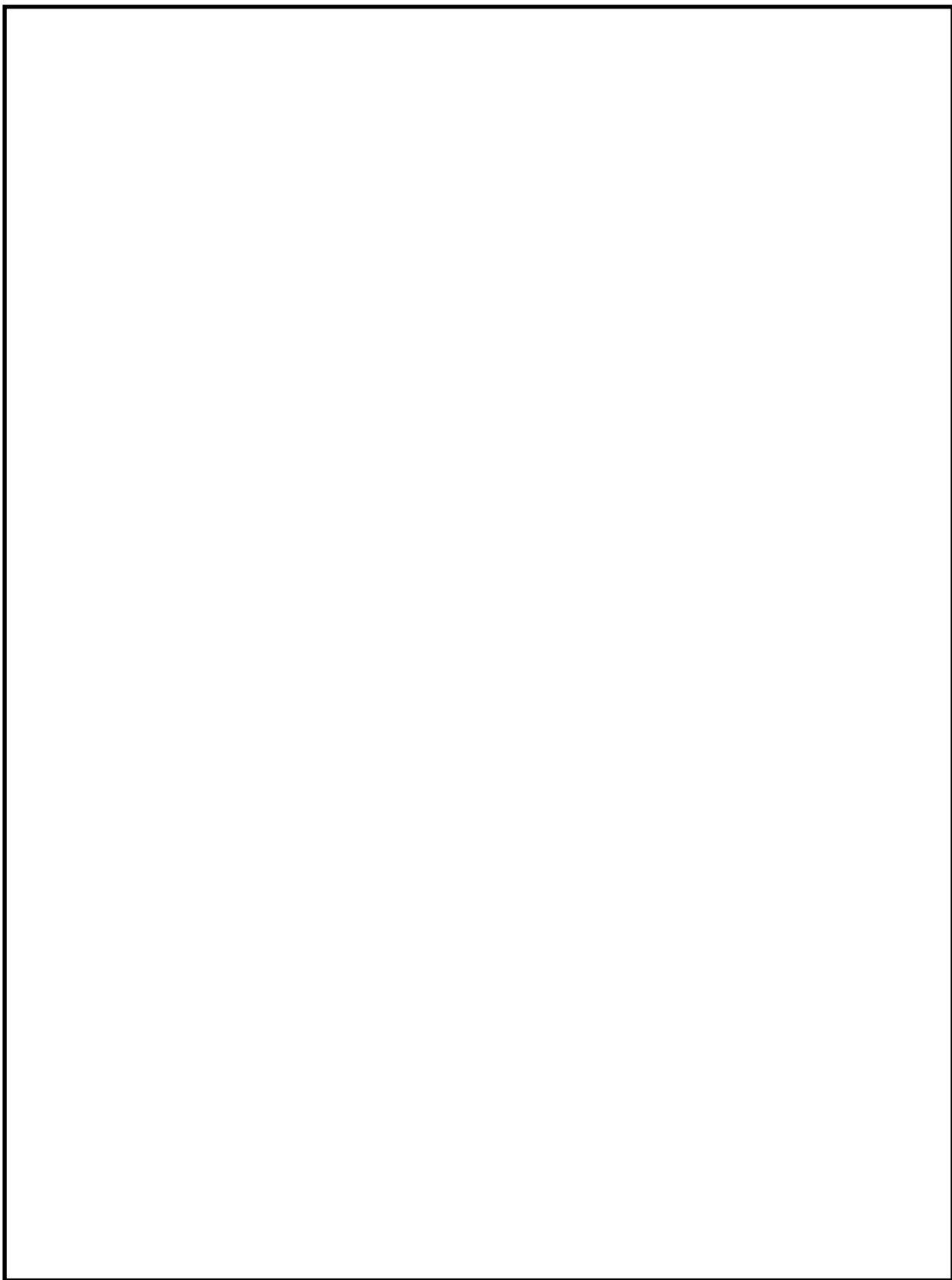
第8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1/7)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



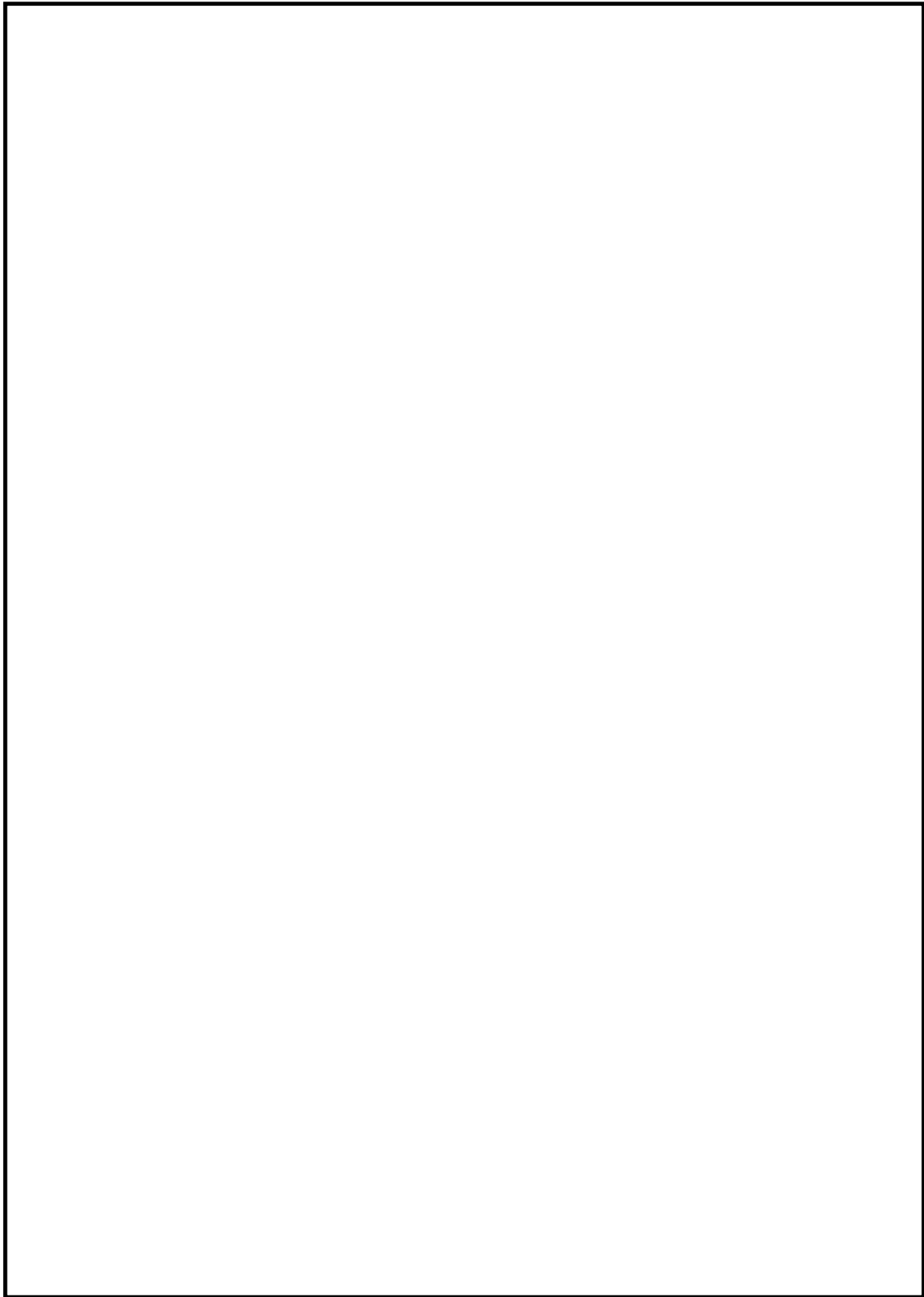
第8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/7)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/7)

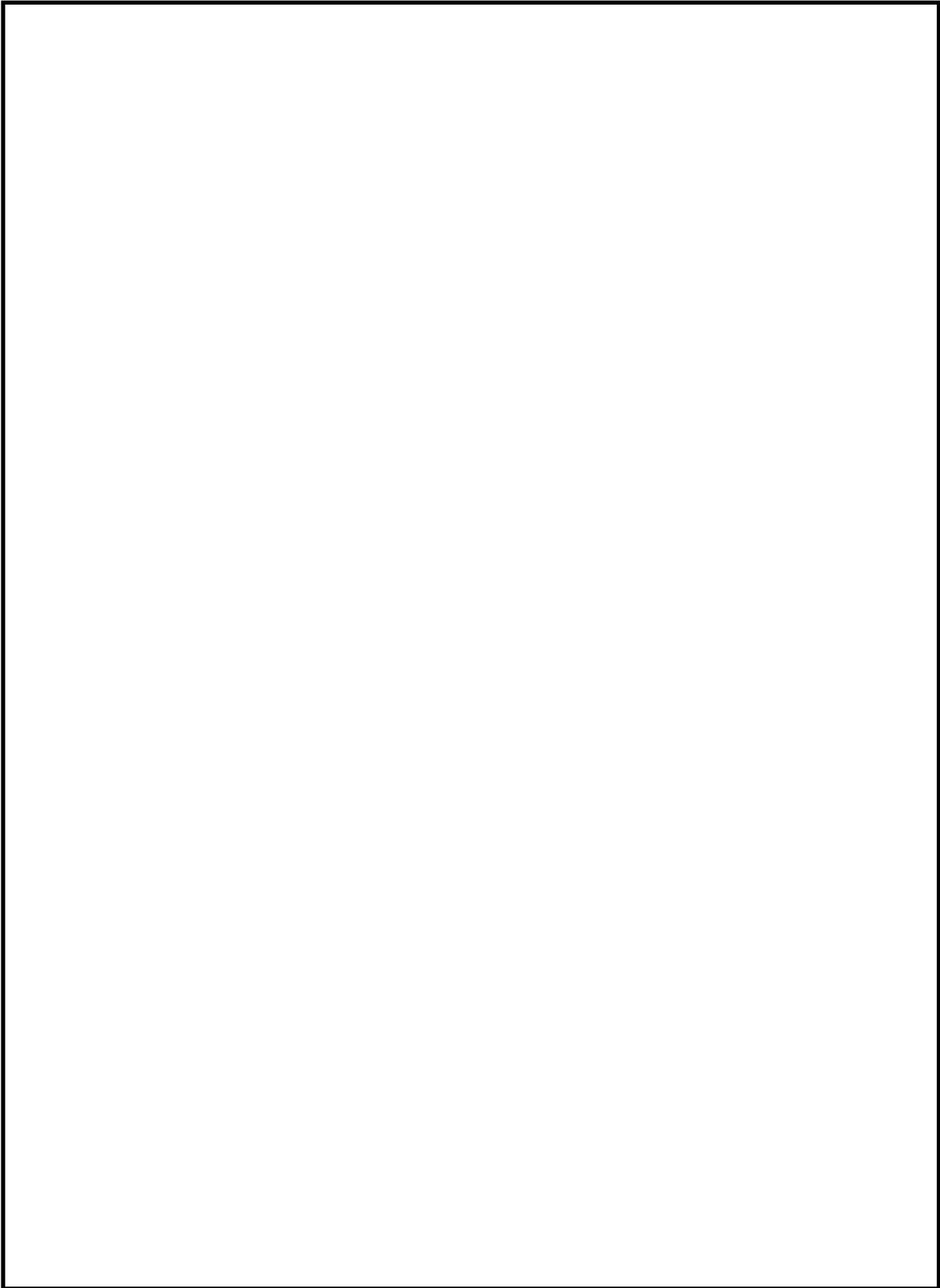
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4/7)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

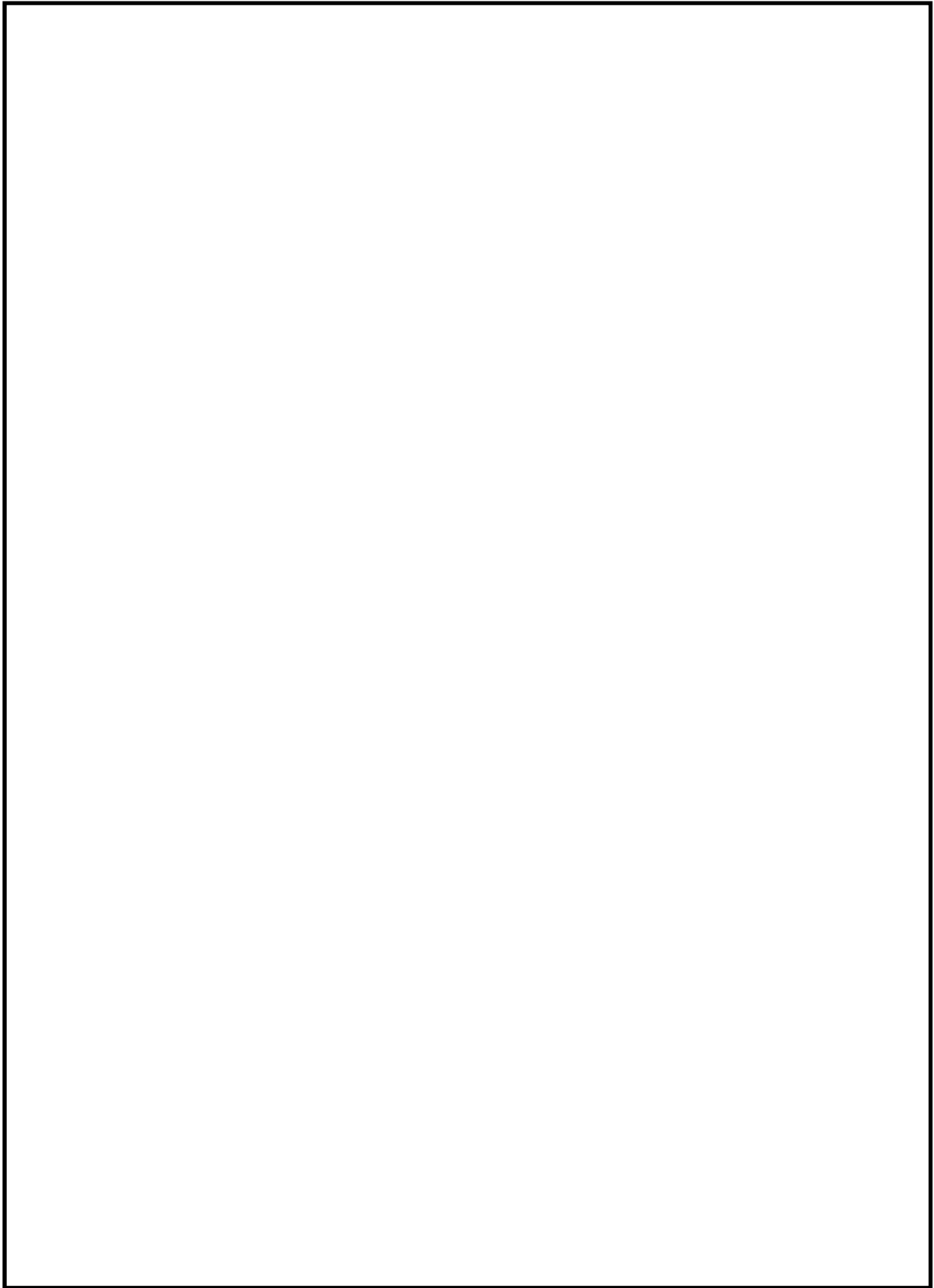
1.0.15-15



第8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/7)

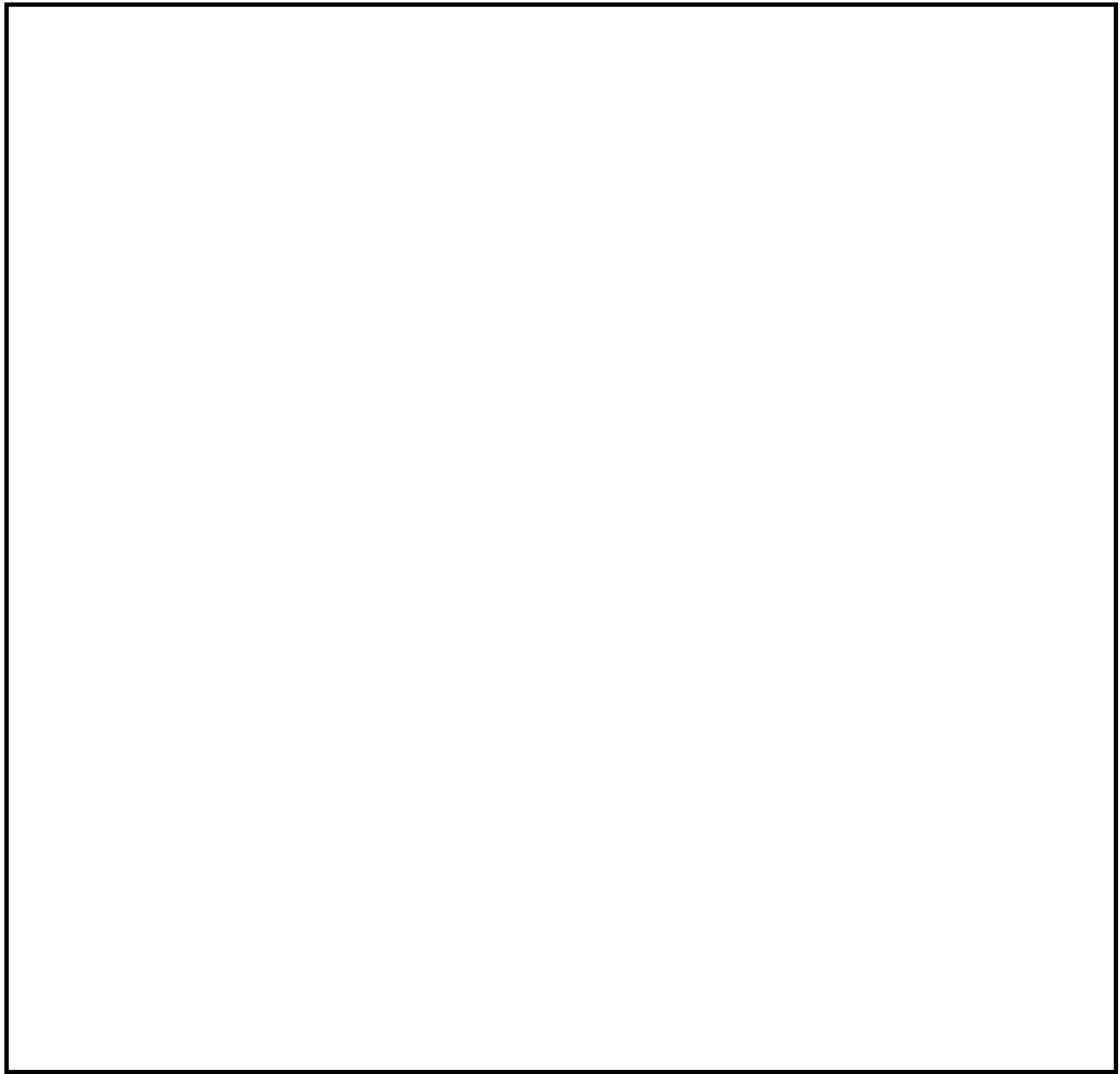
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1.0.15-16



第8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (6/7)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (7/7)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

5. 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について

残留熱除去系の機能が長期間回復できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「5. 1 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱について」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱を実施する。

また、これに加え、原子炉格納容器を直接除熱することはできないが、原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「5. 2 原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱について」を構築する。

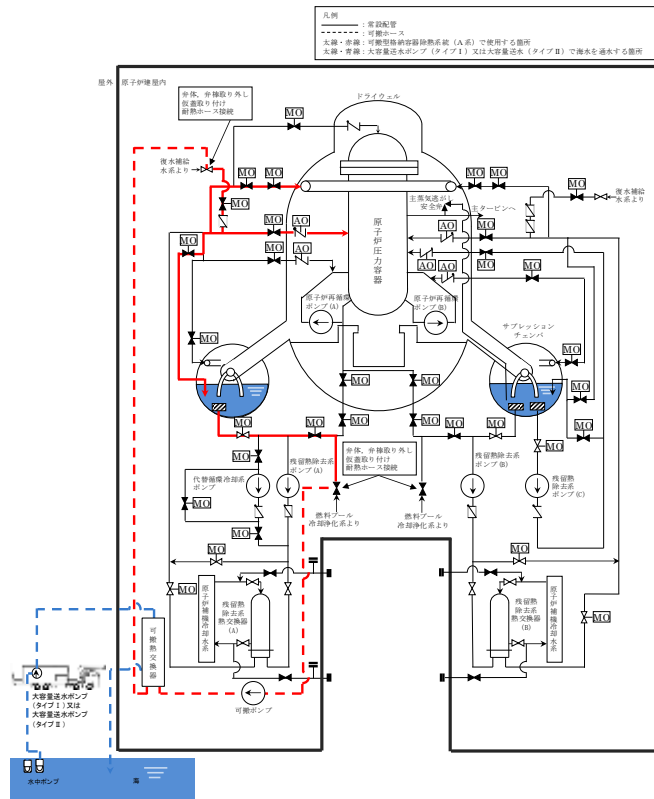
なお、これらに加え原子炉格納容器内の気層部を冷却する既設設備であるドライウエル冷却系による原子炉格納容器を除熱する「5. 3 原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱について」を構築する。

5. 1 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱について

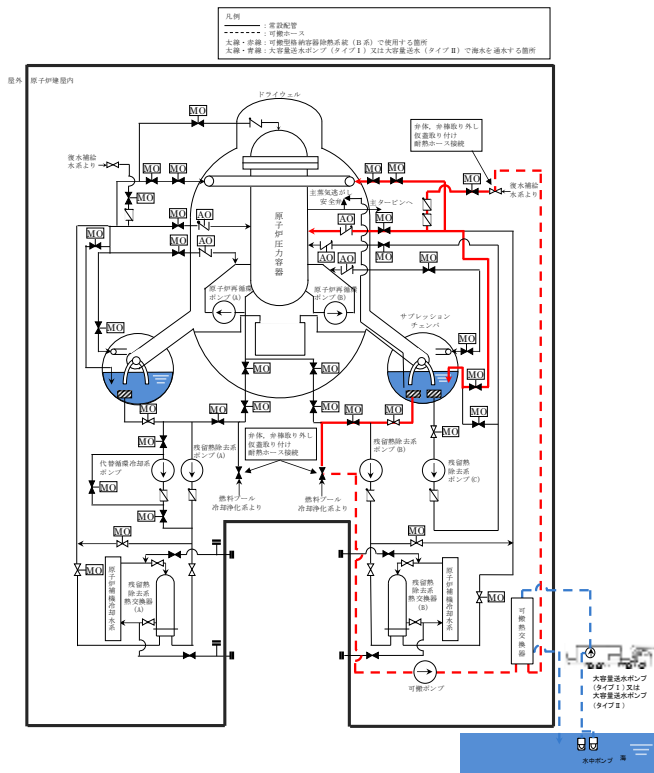
(1) 可搬型原子炉格納容器除熱系の概要について

重大事故等発生後、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サプレッションプール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱を構築する。第9図に可搬型原子炉格納容器除熱系の概要図を示す。可搬型原子炉格納容器除熱系は、残留熱除去系配管から可搬ホース、可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサプレッションチェンバのプール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水する系統構成である。可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品（可搬ポンプ、可搬熱交換器及び可搬ホース）を事前に準備しておくことにより、1ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

可搬型原子炉格納容器除熱系は、残留熱除去系のA系又はB系へ接続可能な設計とする。可搬ポンプの吸込箇所は、残留熱除去系ポンプの吸込配管にある「RHR A系FPC吸込連絡弁」又は「RHR B系FPC吸込連絡弁」とし、可搬ホースで接続する構成とする。可搬ポンプの吐出については、可搬ホースを用いて原子炉建屋原子炉棟内に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「RHR A系LPCI注入ライン洗浄止め弁」又は「RHR B系LPCI注入ライン洗浄止め弁」と可搬ホースで接続する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を通水可能な構成とする。



第9-1図 可搬型原子炉格納容器除熱系 系統概要図
 (残留熱除去系A系へ接続の場合)



第9-2図 可搬型原子炉格納容器除熱系 系統概要図
 (残留熱除去系B系へ接続の場合)

(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷により発生する汚染水はサプレッションチェンバ内にあるが、RHRポンプ（A）停止時冷却吸込弁又はRHRポンプ（B）停止時冷却吸込弁により隔離されているため直接汚染水に接することはない。

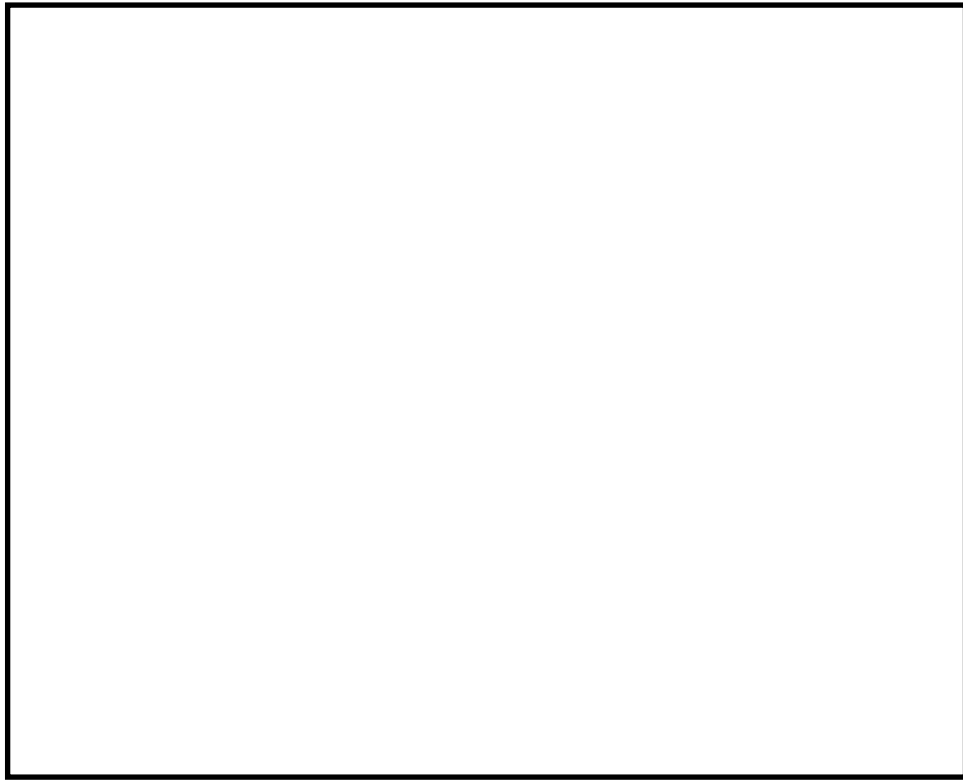
また、RHR A系LPCI注入ライン洗浄止め弁又はRHR B系LPCI注入ライン洗浄止め弁は復水貯蔵タンクを水源とする復水補給水系の水で満たされているため直接汚染水に接することはない。

第10図に示されるRHRポンプ(A)室内におけるRHR A系FPC吸込連絡又はRHRポンプ(B)室内におけるRHR B系FPC吸込連絡弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約17mSv/hとなる。

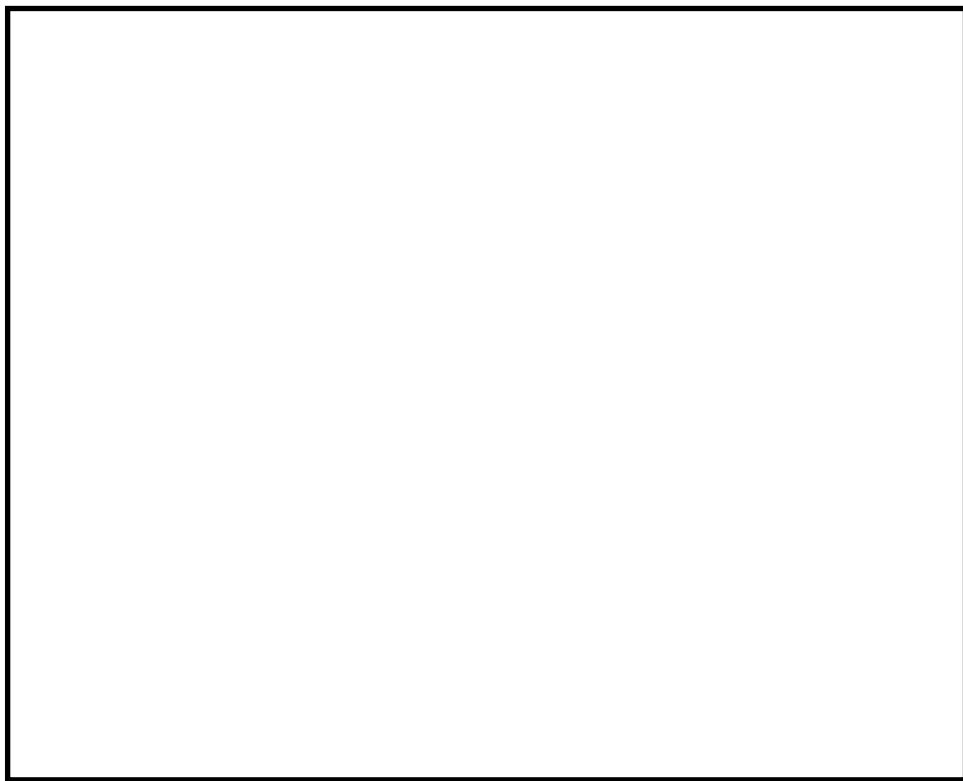
第11図に示される原子炉建屋 通路のRHR A系LPCI注入ライン洗浄止め弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する空間線量率により約16mSv/hとなり、RHR B系LPCI注入ライン洗浄止め弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する空間線量率により約27mSv/hとなる。

第11図に示される原子炉建屋 通路における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置に起因する室内の空間線量率により約18mSv/hとなる。

枠囲みの内容は商業機密及び防護上の観点から公開できません。



第 10 図 原子炉建屋  機器配置図



第 11 図 原子炉建屋  機器配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応について

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。

5. 2 原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱について

(1) 原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の概要について

原子炉冷却材浄化系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下（レベル2）により隔離状態になる。

また、通常は原子炉補機冷却水系を冷却水として用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却水系を用いることで冷却水を確保する。

可搬ホース等は原子炉冷却材浄化系では使用する必要がなく、手動弁による系統構成のみで運転可能である。第 12 図及び第 13 図に原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の系統概要図を示す。

原子炉冷却材浄化系は原子炉圧力容器が水源であり、原子炉冷却材浄化系ポンプの吸込圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉再循環系配管高さ以上（事故時は原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で安定していることを目安としている）に確保されていることが必要である。そのため、大 LOCA 事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。

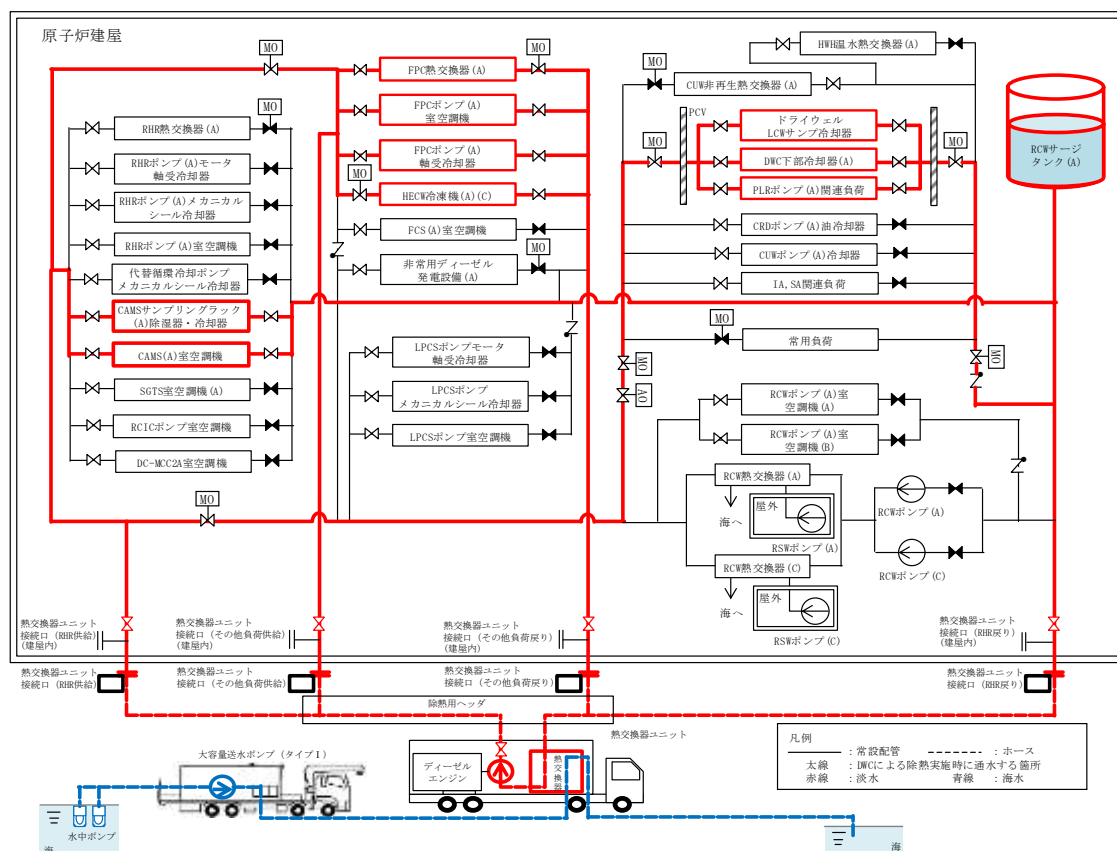
さらに、原子炉冷却材浄化系ポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動水圧系からの清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動水系からのパージ水が必要となる。制御棒駆動水圧系からのパージ水供給が不可能な場合は、復水補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることにより原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱を実施することができる。

5. 3 原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱について

(1) 原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱の概要について

ドライウェル冷却系はドライウェル内に設置された各機器類の正常な運転のために、ドライウェル内雰囲気を実適切な温度状態に保持する系統であるが、送風機の運転が実施できない場合でも、冷却コイルに通水することで原子炉格納容器除熱に期待できる。第 14 図に原子炉補機代替冷却水系（ドライウェル冷却系除熱ライン）の系統概要図を示す。

ドライウェル冷却系は、ドライウェル内の上部に 3 台と下部に 3 台設置された冷却器及び送風機により冷却した雰囲気ガスを、ダクトを経てドライウェル内各部へ給気する。通常時の各冷却器の冷却水は、上部冷却器は換気空調補機常用冷却水系により、下部冷却器は原子炉補機冷却水系を用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却水系を用いることで原子炉格納容器の除熱を行う下部冷却器の冷却水を確保する。



第 14 図 原子炉補機代替冷却水系（ドライウェル冷却系除熱ライン）系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

6. 外部からの支援について

重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー（東芝エネルギーシステムズ株式会社，日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び要員の派遣等について，協議及び合意の上，「女川原子力発電所及び東通原子力発電所における災害発生時の技術支援に関する協定」を締結し，重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

協定では平時から連絡体制を構築し，緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。

外部からの支援に関する詳細な説明は，添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。

1.2 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手順等

< 目 次 >

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

(b) 重大事故等対処設備

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却

(b) 復旧

(c) 重大事故等対処設備

c. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 重大事故等の進展抑制の対応手段及び設備

(a) 重大事故等の進展抑制

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(2) 重大事故時等時の対応手段の選択

1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(2) 復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水

b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

- (2) 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
 - (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
 - (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水
- 1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料 1.2.1 審査基準，基準規制と対処設備との対応表
- 添付資料 1.2.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.2.3 重大事故等対策の成立性
 - 1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動
 - 2. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水
- 添付資料 1.2.4 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧
 - 3. 弁番号及び弁名称一覧

1.2 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手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、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を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。

a) 可搬型重大事故防止設備

i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

c) 監視及び制御

i) 原子炉水位(BWR及びPWR)及び蒸気発生器水位(PWRの場合)を推定する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。

ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。

iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等(手順及び装備等)を整備すること。

(2) 復旧

a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水(循環を含む。)すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(BWRの場合)

b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期

間の運転継続ができること。(PWRの場合)

(3) 重大事故等の進展抑制

- a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系(SLCS)又は制御棒駆動機構(CRD)等から注水する手順等を整備すること。(BWRの場合)

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準対象施設として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を設置している。

これらの設計基準対象施設が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、この設計基準対象施設が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.2.1図）。

また、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を監視及び制御する対応手段及び重大事故等対処設備、重大事故等の進展を抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*}を選定する。

※ 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十五条及び技術基準規則第六十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管

- ・復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

また，上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用交流電源設備

高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・サプレッションチェンバ
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ
- ・補給水系 配管
- ・原子炉圧力容器
- ・高圧炉心スプレイ系用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失を想定する。

設計基準対象施設に要求される機能の喪失原因から選定した対処手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.2.1 表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

これらの対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，高圧代替注水系の運転を継続する。

i. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却
中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・高圧代替注水系ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・高圧炉心スプレー系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管
- ・復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

ii. 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却
現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・高圧代替注水系ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・高圧炉心スプレー系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管
- ・復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器

(b) 重大事故等対処設備

高压代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、高压代替注水系ポンプ、復水貯蔵タンク、高压代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高压代替注水系（注水系）配管・弁、補給水系配管、高压炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉冷却材浄化系配管、復水給水系配管・弁・スパージャ、原子炉压力容器、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.2.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失により、設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「a. (a) i. 高压代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却」の手段に加え、現場での人力による弁の操作により高压代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

この対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高压代替注水系の運転を継続する。

i. 高压代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却

現場での人力による弁の操作により高压代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高压代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 高压代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系 配管
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 高压代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 補給水系 配管
- ・ 高压炉心スプレイ系 配管・弁

- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管
- ・復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器

(b) 復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。

i. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管
- ・復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

なお、代替交流電源設備を使用し、復水貯蔵タンクへ水を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

可搬型代替交流電源設備を使用する場合は、燃料補給が必要となる。

(c) 重大事故等対処設備

高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵タンク、高圧代替注水系（蒸気系）配

管・弁，主蒸気系配管，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，高圧代替注水系（注水系）配管・弁，補給水系配管，高圧炉心スプレー系配管・弁，燃料プール補給水系弁，原子炉冷却材浄化系配管，復水給水系配管・弁・スパーージャ，原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電にて使用する設備のうち，原子炉圧力容器，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また，原子炉隔離時冷却系ポンプ，復水貯蔵タンク，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，主蒸気系配管，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁，補給水系配管，高圧炉心スプレー系配管・弁，原子炉冷却材浄化系配管，復水給水系配管・弁・スパーージャは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により，全交流動力電源が喪失した場合又は全交流動力電源の喪失に加えて常設直流電源系統が喪失した場合においても，発電用原子炉を冷却することができる。

c. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際には，発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。

また，原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段がある。

さらに，発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を制御する手段がある。

監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・ 原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域）
- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 復水貯蔵タンク水位

高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・ 原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域）
- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ入口圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン排気圧力
- ・ 復水貯蔵タンク水位

全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時における高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・ 原子炉水位（広帯域，燃料域）
- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 復水貯蔵タンク水位

全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時における高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・ 可搬型計測器（原子炉水位（広帯域，燃料域），原子炉圧力，高圧代替注水系ポンプ出口流量，復水貯蔵タンク水位）
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ入口圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン排気圧力

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

監視及び制御にて使用する設備のうち，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，高圧代替注水系ポンプ出口流量，復水貯蔵タンク水位，可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.2.1）

以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉圧力容器内の水位及び高圧代替注水系の作動状況を監視することにより，発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御ができる。

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

・原子炉水位（狭帯域）， 高压代替注水系の現場起動時に使用する現場監視計器（高压代替注水系ポンプ出口圧力， 高压代替注水系ポンプ入口圧力， 高压代替注水系タービン入口蒸気圧力及び高压代替注水系タービン排気圧力）

原子炉水位（狭帯域）は， 可搬型代替直流電源設備の給電対象ではないため， 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時には監視不能となるが， 電源が健全であれば， 原子炉水位の監視及び制御を行う手段として有効である。

高压代替注水系の現場起動時に使用する現場監視計器は， 中央制御室での監視には適さないため重大事故等対処設備としては位置付けていないが， 耐震性は有しており， 現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の制御を行う手段として有効である。

d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

(a) 重大事故等の進展抑制

高压代替注水系， 原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合は， 重大事故等の進展を抑制するため， ほう酸水注入系及び制御棒駆動水圧系により原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

i. ほう酸水注入系による進展抑制

ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

また， 純水タンクを水源として， ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器へ注水を実施する。

ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注入する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系ポンプ
- ・ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系ポンプ
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・純水移送ポンプ
- ・純水タンク
- ・純水補給水系 配管・弁

- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

ii. 制御棒駆動水圧系による進展抑制

復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

制御棒駆動水圧系により原子炉圧力容器へ注水する設備は以下のとおり。

- ・制御棒駆動水ポンプ
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・復水貯蔵タンク
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・常設代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

ほう酸水注入系による進展抑制で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.2.1)

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における注水機能が喪失した場合においても、重大事故等の進展を抑制することができる。

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

- ・ほう酸水注入系（原子炉圧力容器へ注水する場合）

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて純水補給水系の耐震性が確保されていないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

- ・制御棒駆動水圧系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて耐震性が確保されていないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

e. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」，「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」，「c. 監視及び制御」及び「d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（徴候ベース），非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.2.1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.2.2 表，第 1.2.3 表）。

（添付資料 1.2.2）

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域）により監視する。

また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できない場合。

(b) 操作手順

中央制御室からの高圧代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.2.2図に、概要図を第1.2.5図に、タイムチャートを図1.2.7に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。
 - ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの高圧代替注水系起動に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
 - ③ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの高圧代替注水系起動の系統構成として、RCIC 蒸気供給ライン分離弁及び FPMUW ポンプ吸込弁[※]の全閉操作を実施する。
- ※：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの高圧代替注水系起動の系統構成として、HPAC ポンプ注入弁を全開操作し、発電課長に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。
 - ⑤ 発電課長は、運転員に中央制御室からの高圧代替注水系による原子炉圧力

容器への注水の開始を指示する。

- ⑥ 中央制御室運転員 A は、HPAC タービン止め弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高压代替注水系ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。
- ⑧ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で操作を実施した場合、作業開始を判断してから高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

b. 現場手動操作による高压代替注水系起動

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高压代替注水系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域）により監視する。

また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合で、中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による高压代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.2.2 図に、概要図を第 1.2.6 図に、タイムチャートを図 1.2.8 に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に現場手動操作による

高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、現場手動操作による高圧代替注水系起動に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、現場手動操作による高圧代替注水系起動の系統構成として、RCIC 蒸気供給ライン分離弁及び FPMUW ポンプ吸込弁*の全閉操作を実施する。
※：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、現場手動操作による高圧代替注水系起動の系統構成として、HPAC ポンプ注入弁の全開操作を実施し、発電課長に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備完了を報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に現場手動操作による高圧代替注水系起動の開始を指示する。また、原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、HPAC タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系ポンプを起動し、現場監視計器により高圧代替注水系の作動状況を確認し、発電課長に作動状況に異常がないことを報告する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位計指示値上昇により確認し、発電課長、運転員 B 及び C に報告する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は、HPAC タービン止め弁を操作することにより原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1. 2. 3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 2. 18 図に示す。

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水す

る。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。

1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉の冷却をするために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（広帯域、燃料域）及び可搬型計測器（原子炉水位（広帯域、燃料域））により監視する。

また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できない場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による高圧代替注水系起動の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.2.3図に、概要図を第1.2.6図に、タイムチャートを第1.2.9図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、原子炉水位等を確認するため、必要な計器に可搬型計測器を接続し、発電課長に原子炉水位等のパラメータを報告する。
- ③ 現場運転員B及びCは、高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されて

いることを原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) の高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力指示値が規定値であることにより確認する。

- ④ 現場運転員 B 及び C は、現場からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成として、RCIC 蒸気供給ライン分離弁及び FPMUW ポンプ吸込弁^{*}の全閉操作を実施する。

※：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。

- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、現場からの高圧代替注水系起動による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、HPAC ポンプ注入弁の全開操作を実施し、発電課長に現場からの高圧代替注水系起動の準備完了を報告する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に現場からの高圧代替注水系起動による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。また、原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、HPAC タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系ポンプを起動し、現場監視計器により高圧代替注水系の作動状況を確認し、発電課長に作動状況に異常がないことを報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを可搬型計測器指示値上昇により確認し、発電課長に報告する。
現場運転員 B 及び C は、HPAC タービン止め弁を操作することにより原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで 35 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1. 2. 3)

(2) 復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

代替交流電源設備により充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流 125V 蓄電池 2A が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備が使用可能な場合。

(b) 操作手順

代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 操作の成立性

代替交流電源設備に関する操作の成立性は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.2.18 図に示す。

a. 全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応

全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、可搬型代替直流電源設備により直流電源を確保し、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。

b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備より充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保することにより原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。

1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水

高压炉心スプレイ系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

また、純水タンクを水源として、ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器へ注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高压状態であり、高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.2.4 図に、概要図を第 1.2.10 図及び第 1.2.11 図に、タイムチャートを第 1.2.12 図、第 1.2.13 図に示す。

[ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系ポンプ (A) 又は (B) の起動操作 (ほう酸水注入系ポンプ起動スイッチを「ポンプ A」位置 (B 系を起動する場合は、「ポンプ B」位置) にすることで、SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁が「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。) を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注入が開始されたことをほう酸水注入系ポンプ出口圧力指示値上昇、ほう酸水注入系貯蔵タンク水位指示値の低下及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。

[純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系に

よる原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁、監視計器の電源及び容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注水準備として、FPC・FPMUW・SLC・MUWC・MUWP 制御盤にて SLC タンク出口弁 A, B 自動開信号の除外操作を実施する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、SLC 封水入口弁バイパス弁を全開操作後、発電課長にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系ポンプ (A) 又は (B) の起動操作 (ほう酸水注入系ポンプ起動スイッチを「ポンプ A」位置 (B 系を起動する場合は、「ポンプ B」位置) にすることで、SLC 注入電動弁が「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器への注水が開始される。) を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを、ほう酸水注入系ポンプ出口圧力指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注入は、中央制御室運転員 1 名で実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで 15 分以内で可能である。

また、純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を行う場合、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への注水開始まで 35 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1. 2. 3)

b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系含む) により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.2.4 図に、概要図を第 1.2.14 図に、タイムチャートを第 1.2.15 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系含む）による冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 発電課長は、運転員に制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、制御棒駆動水ポンプ(A)の起動操作を実施し、制御棒駆動水ポンプ(A)が起動したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、CRD 流量調節弁及び CRD 駆動水圧力調整弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを制御棒駆動水ポンプ出口流量指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.2.18 図に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、代替交流電源設備によりほう酸水注入系又は制御棒駆動水圧系の電源を復旧し、発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の

準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。

1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2））による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できない場合。

b. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2.16図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，中央制御室からの手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル2））により原子炉隔離時冷却系タービン止め弁及び原子炉隔離時冷却系注入弁が全開し，原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ④ 発電課長は，発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

c. 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員1名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位低（レベル2）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し，復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

高圧炉心スプレイ系の第一水源は復水貯蔵タンクであり，サプレッションチェ

ンバの水位高信号により第二水源であるサブプレッションチェンバに自動で切り替わる。残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が機能喪失している場合、サブプレッションプール水の温度が上昇することを考慮し、高圧炉心スプレイ系の確実な運転継続を確保する観点から、高圧炉心スプレイ系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

いずれの切替えにおいても、運転中の高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源切替えが可能である。

なお、高圧炉心スプレイ系の水源を復水貯蔵タンクに切り替えた後、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転によりサブプレッションプール水の温度が高圧炉心スプレイ系の運転継続が可能な温度（100℃未満）まで低下した場合は、高圧炉心スプレイ系の水源をサブプレッションチェンバに手動で切り替える。

a. 手順着手の判断基準

復水給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できない場合。

b. 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.2.17 図に示す。

[高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル2）又はドライウエル圧力高）により HPCS ポンプが起動し、HPCS 注入隔離弁が全開となったことを確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ④ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

[高圧炉心スプレイ系の水源切替え（サブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクの場合）]

- ① 発電課長は、運転員にサブプレッションプール水の温度が規定値（80℃）に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクに切り替え、その後の高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、高圧炉心スプレイ系の水源切替スイッチを「CST」位置にすることで、高圧炉心スプレイ系 CST 吸込弁が全開、その後、高圧炉心スプレイ系 S/C 吸込弁が全閉し、水源がサプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替わることを確認する。また、水源切替え後における高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ，制御棒駆動水ポンプ，電気作動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車への燃料補給手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

復水貯蔵タンクへの水の補給手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水との供給手順等」にて整備する。

原子炉水位の監視又は推定に係る計装関係に関する手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/5)
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			所内常設蓄電式直流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備
		高圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ 復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ ストレーナ・スパージャ 補給水系 配管 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/5）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による 発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※1 可搬型代替直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （微候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
		高圧代替注水系の現場操作による 発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （微候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/5）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	高圧代替注水系の発電用原子炉の現場操作による	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」
	全交流動力電源	原子炉代替交流電源設備による給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 非常時操作手順書（微候ベース） 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「M/C C(D)母線受電」等 重大事故等対応要領書 「M/C C(D)母線受電」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/5）
（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
監視及び制御	—	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力 高圧代替注水系ポンプ出口流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 復水貯蔵タンク水位	重大事故等対応設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
			原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備	
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力 高圧代替注水系ポンプ出口流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 復水貯蔵タンク水位	重大事故等対応設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」
			原子炉水位（狭帯域） 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	自主対策設備	
		高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却（サポート系故障時）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力 高圧代替注水系ポンプ出口流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 復水貯蔵タンク水位	重大事故等対応設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
			可搬型計測器（原子炉水位（広帯域））※2 可搬型計測器（原子炉水位（燃料域））※2 可搬型計測器（原子炉圧力）※2 可搬型計測器（高圧代替注水系ポンプ出口流量）※2 可搬型計測器（復水貯蔵タンク水位）※2	重大事故等対応設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却（サポート系故障時）	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/5）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等の進展抑制	—	進展抑制 （ほう酸水注入系による ほう酸水注入）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（徴候ベース） 「炉心損傷初期対応」等 非常時操作手順書（設備別） 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」 非常時操作手順書（設備別） 「ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水」
		進展抑制 （注水）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系 配管・弁 純水移送ポンプ 純水タンク 純水補給水系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備 非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」
		制御棒駆動水圧系による 進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 制御棒駆動水圧系 配管 補給水系 配管 復水貯蔵タンク 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 常設代替交流電源設備 ※1	自主対策設備 非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第 1.2.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)	
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却				
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
		電源の確保	125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (現場)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
			電源の確保	125V 直流主母線 2B-1 電圧
水源の確保			復水貯蔵タンク水位	
操作		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (2/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (現場)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位
電源の確保			125V 直流主母線 2B-1 電圧
水源の確保			可搬型計測器 (復水貯蔵タンク水位)
操作		原子炉压力容器内の水位	可搬型計測器 (原子炉水位 (広帯域)) 可搬型計測器 (原子炉水位 (燃料域))
		原子炉压力容器内の圧力	可搬型計測器 (原子炉圧力)
		原子炉压力容器への注水量	可搬型計測器 (高圧代替注水系ポンプ出口流量)
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力
		水源の確保	可搬型計測器 (復水貯蔵タンク水位)

監視計器一覧 (3/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)		
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順				
(1) 重大事故等の進展抑制				
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「炉心損傷初期対応」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位 純水タンク水位	
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	
		補機監視機能	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 純水移送ポンプ出口圧力	
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位 純水タンク水位	
	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
			電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
			補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量
水源の確保		復水貯蔵タンク水位		
操作		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉压力容器への注水量	制御棒駆動水ポンプ出口流量	
		補機監視機能	アキュムレータ充填水圧力	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (4/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器内の温度	サブプレッションプール水温度
		原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転数
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位	

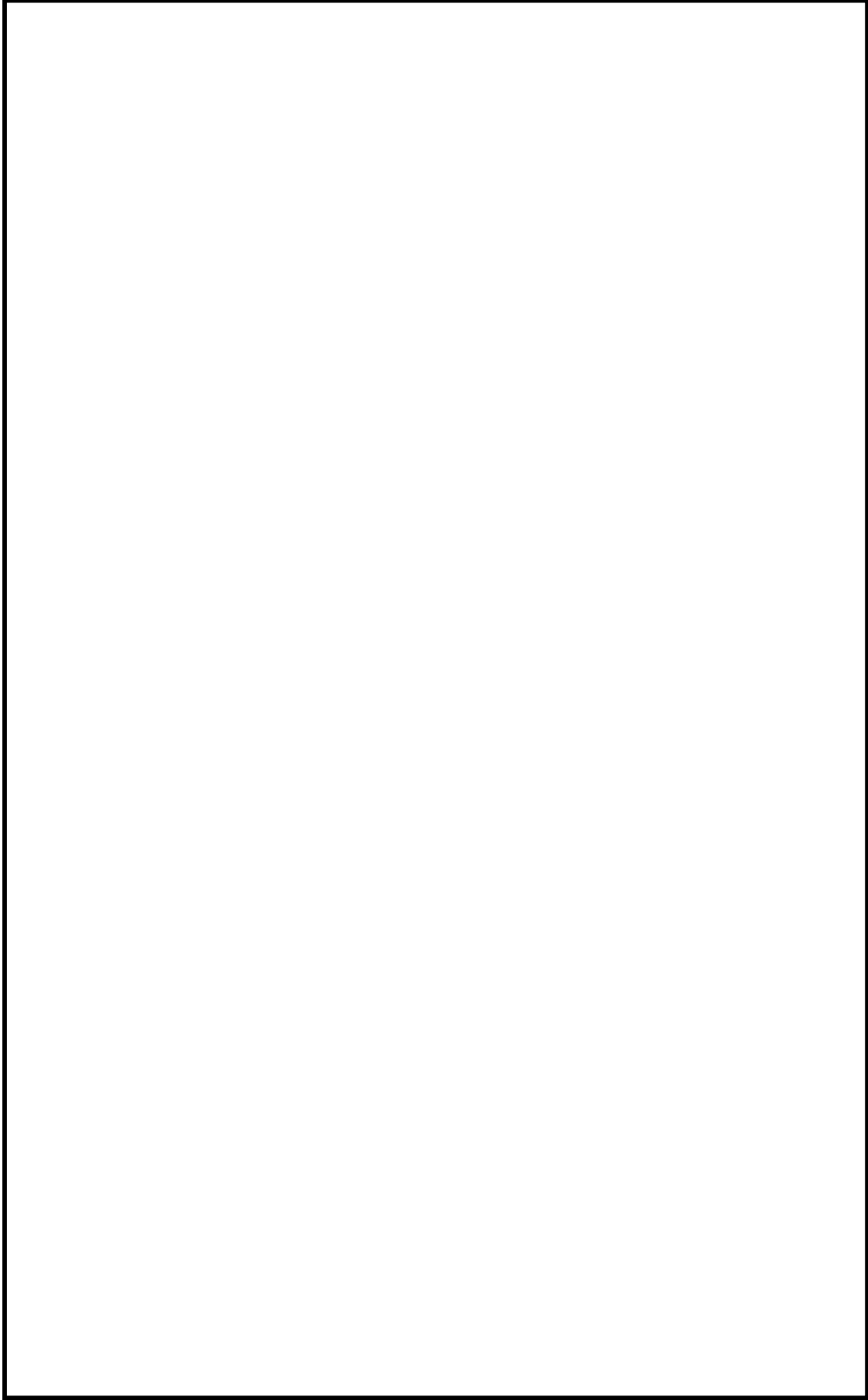
監視計器一覧 (5/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」	判断基準	電源の確保	6-2H 母線電圧 HPCS125V 直流主母線電圧
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器内の温度	サブプレッションプール水温度
		原子炉压力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位

第 1.2.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

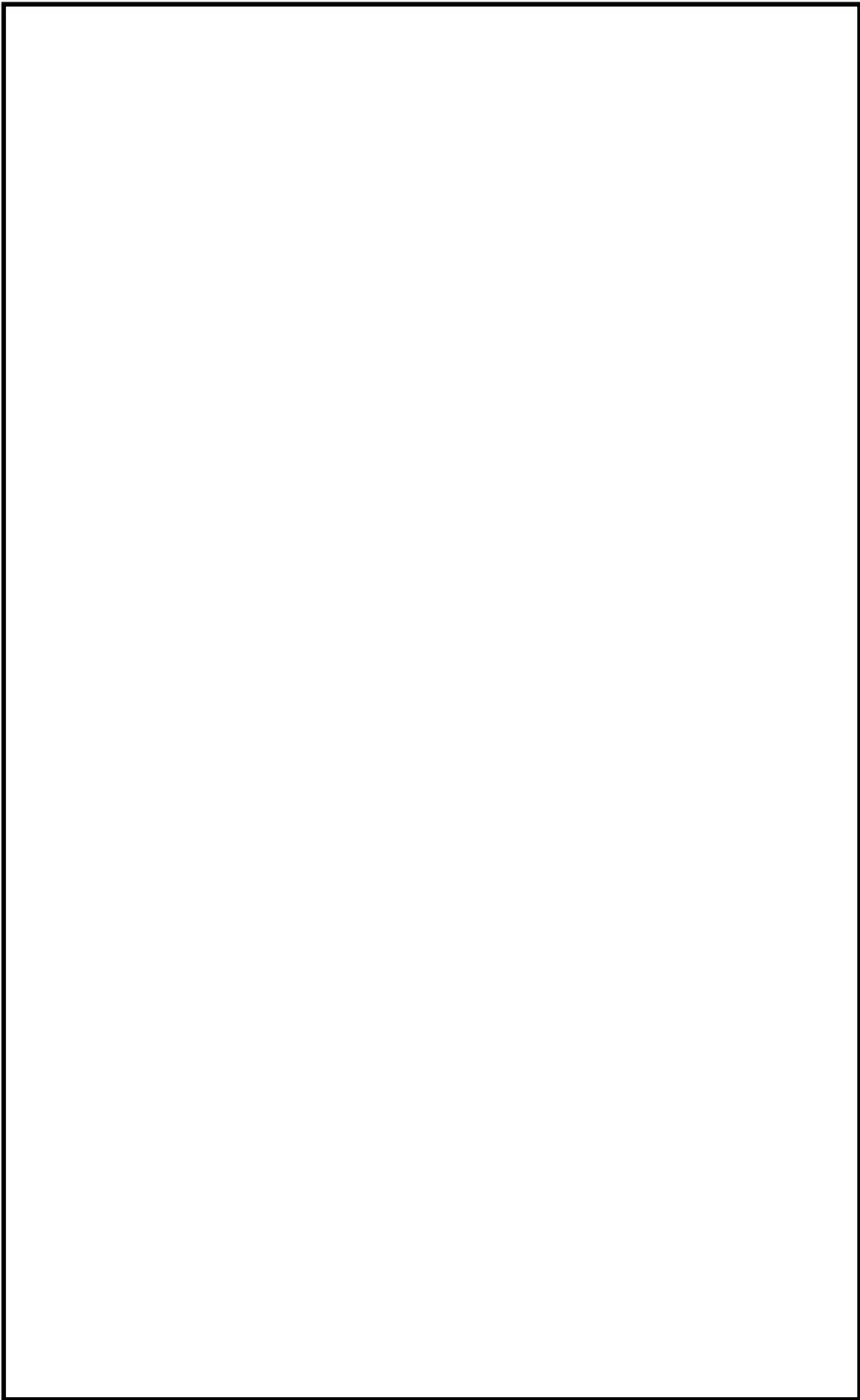
対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	高圧代替注水系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	原子炉隔離時冷却系弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A
			125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A
			125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A	
		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	
		125V 直流主母線 2B-1	
	燃料プール補給水系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
可搬型代替直流電源設備		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	

※：供給負荷は監視計器



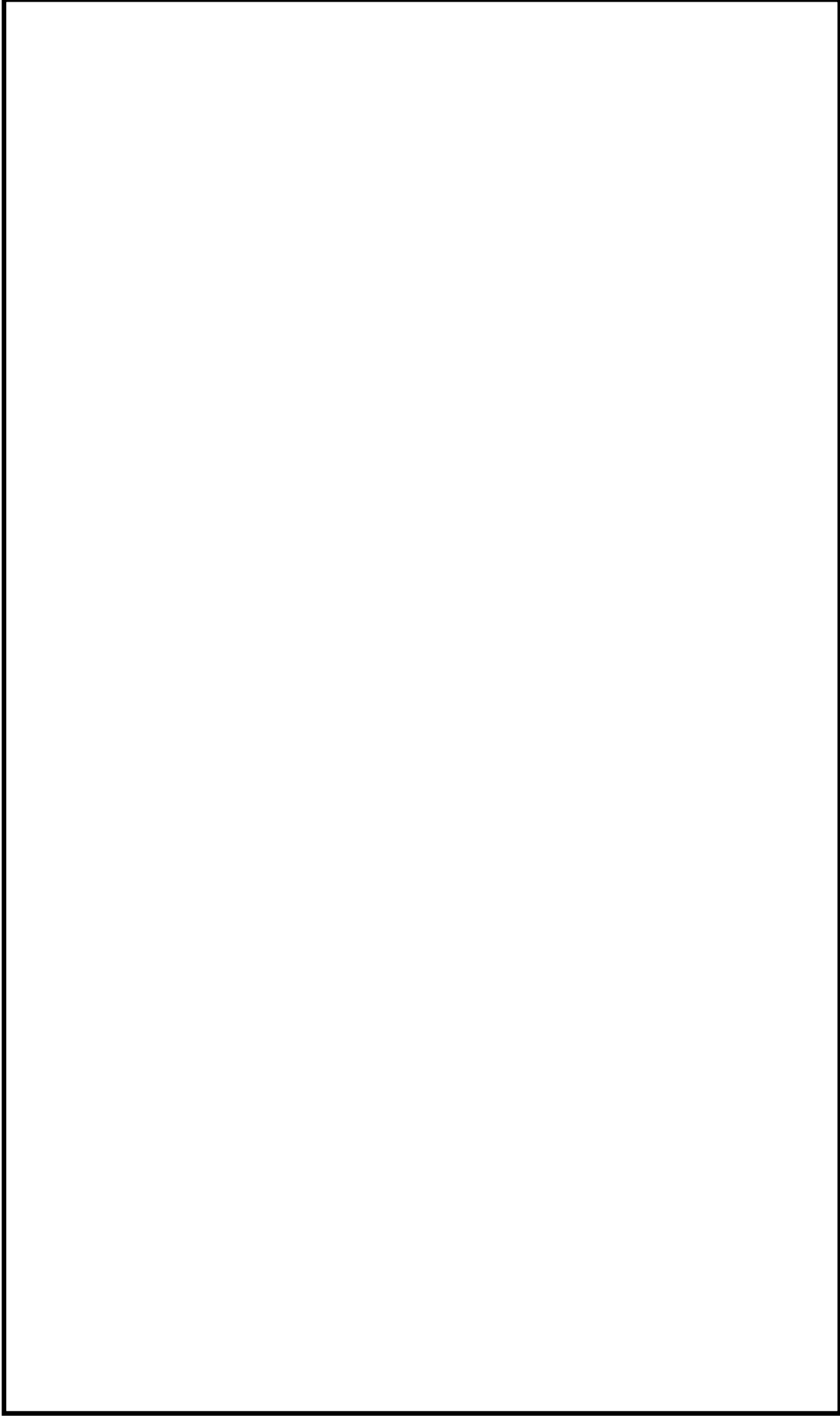
第 1.2.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



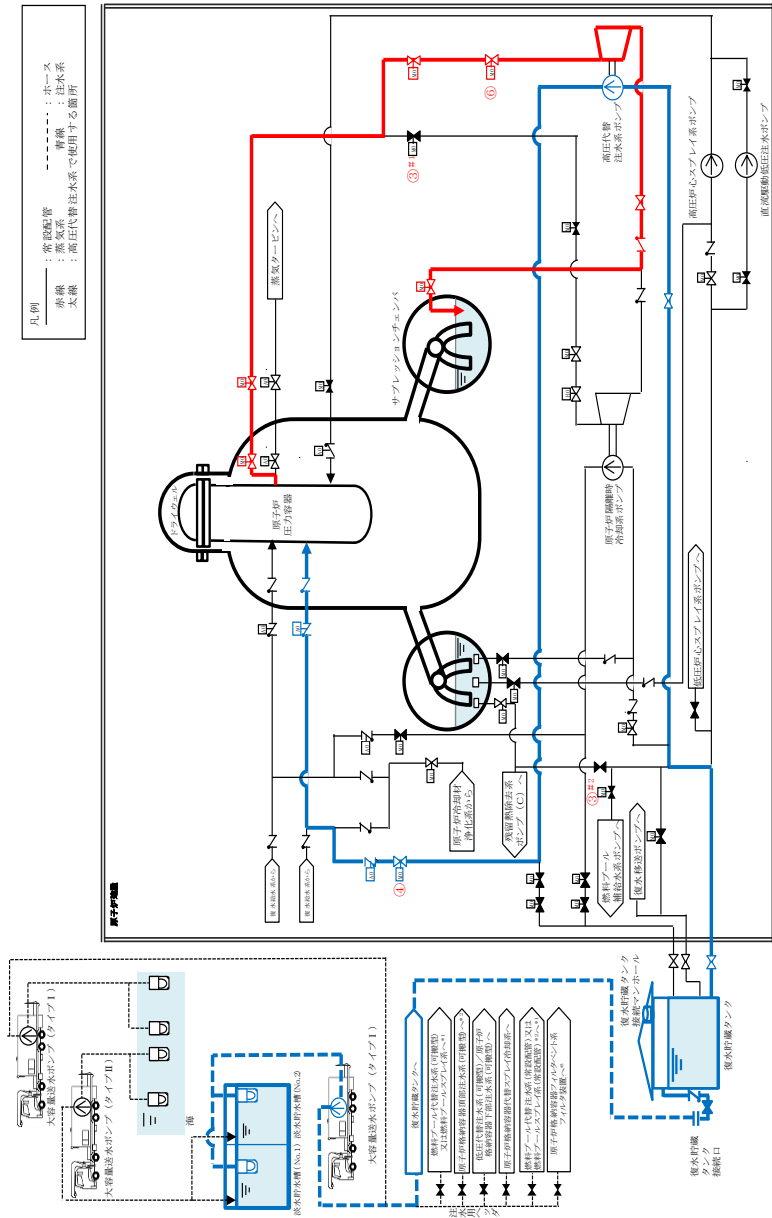
第 1.2.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「電源回復」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.2.4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「炉心損傷初期対応」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

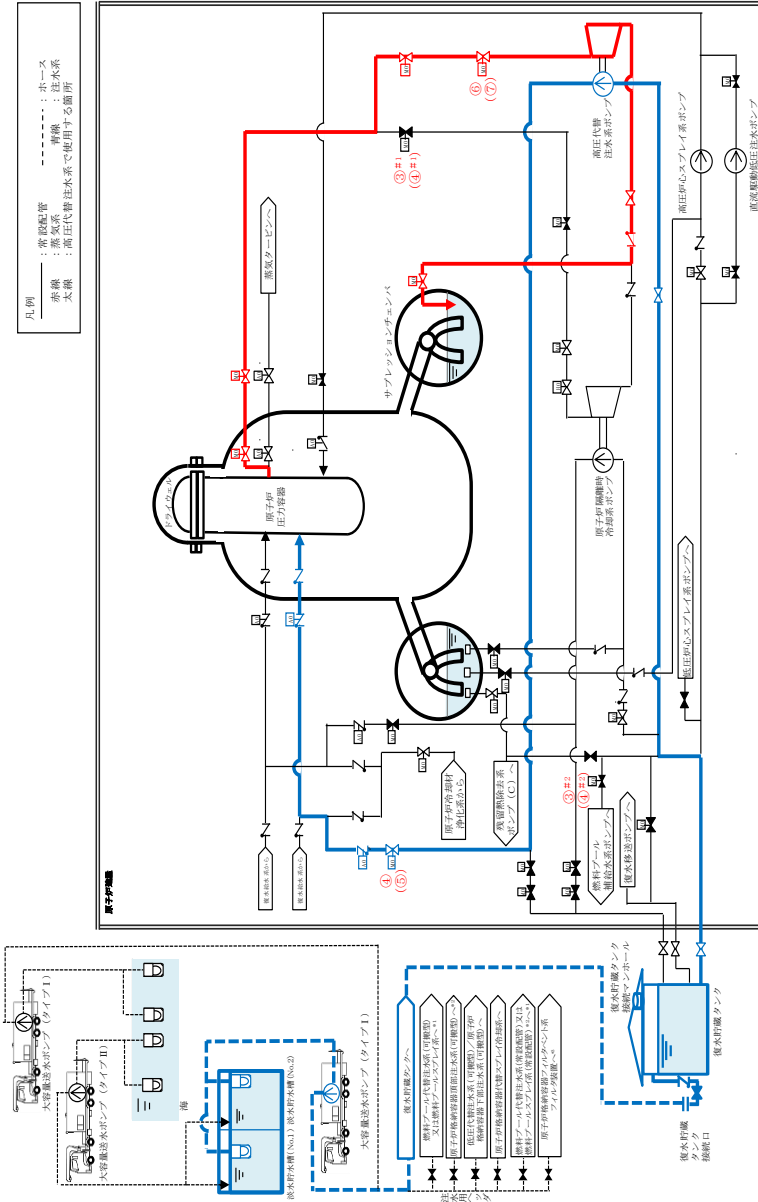


* 1: 同時使用は考慮しない
 * 2: 自主対策設備
 * 3: 海水系部とした輸送は行わない

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	RCIC 蒸気供給ライン分離弁	E51-M0-F082	中央制御室
③ #2	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
④	HPAC ポンプ注入弁	E61-M0-F003	中央制御室
⑥	HPAC タービン止め弁	E61-M0-F050	中央制御室

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

第 1.2.5 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要図



*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 高圧水系統とした場合は行わない
 *3: 高圧水系統とした場合は行わない

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1 (④ #1)	RCIC 蒸気供給ライン分離弁	E51-M0-F082	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
③ #2 (④ #2)	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
④ (⑤)	HPAC ポンプ注入弁	E61-M0-F003	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
⑥ (⑦)	HPAC タービン止め弁	E61-M0-F050	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

() 内の番号は、サポート系故障時の現場手動操作による高圧代替注水系を示す。

#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弁があることを示す。

第 1.2.6 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100				
中央制御室からの 高圧代替注水系起動	中央制御室運転員A 1	15分 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による注水開始												操作手順	
		電源確認※1	系統構成	起動操作※2											②
															③④⑥

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の動作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.2.7 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100				
現場手動操作による 高圧代替注水系起動 (フロントライン系 故障時)	中央制御室運転員A 1 現場運転員B, C 2	30分 高圧代替注水系ポンプ現場起動による注水開始												操作手順	
		電源確認※1													②
			移動・系統構成※3	起動操作※3											③④
															⑥

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の動作時間に見込んだ時間

※3：機器の動作時間に見込んだ時間

第 1.2.8 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 (フロントライン系故障時) タイムチャート

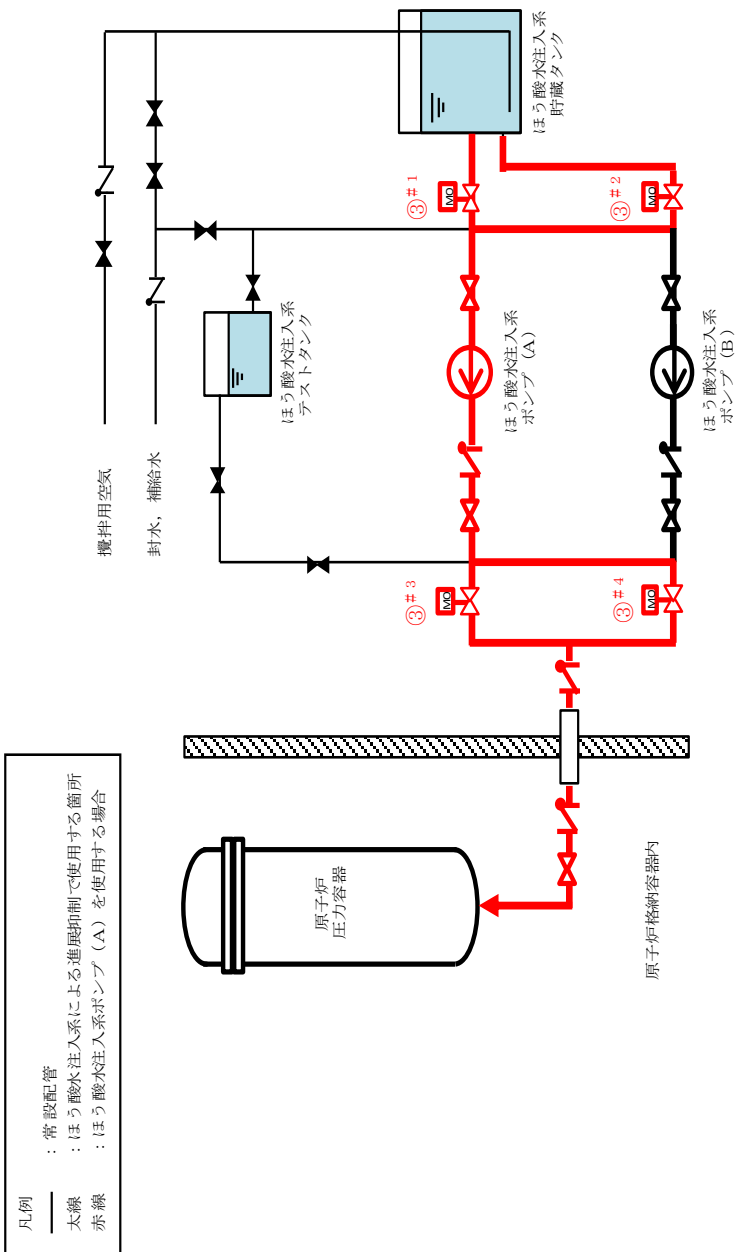
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100				
現場手動操作による 高圧代替注水系起動 (サポート系故障時)	中央制御室運転員A 1 現場運転員B, C 2	35分 高圧代替注水系ポンプ現場起動による注水開始												操作手順	
															②
			可搬型計測器による監視※1												③④⑤
			移動・系統構成※3	起動操作※3											⑦

※1：機器の動作時間に見込んだ時間

※2：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の動作時間に見込んだ時間

※3：機器の動作時間に見込んだ時間

第 1.2.9 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 (サポート系故障時) タイムチャート

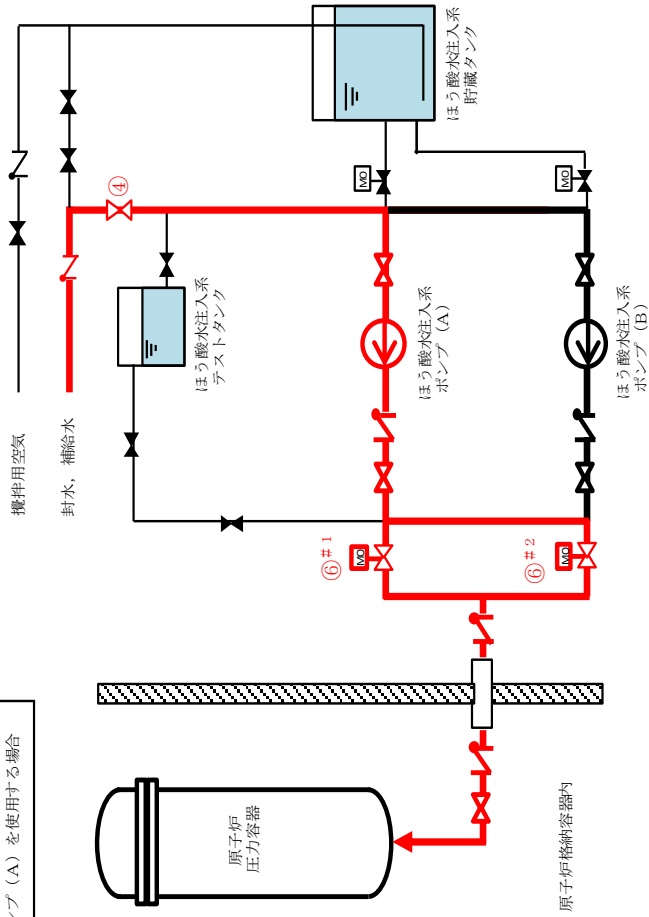


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	SLC タンク 出口弁 (A)	C41-M0-F001A	中央制御室
③#2	SLC タンク 出口弁 (B)	C41-M0-F001B	中央制御室
③#3	SLC 注入電動弁 (A)	C41-M0-F006A	中央制御室
③#4	SLC 注入電動弁 (B)	C41-M0-F006B	中央制御室

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

第 1.2.10 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入（ほう酸水注入系貯蔵タンク使用） 概要図

凡例
 — : 常設配管
 太線 : ほう酸水注入系による遠隔操作で使用する場合
 赤線 : ほう酸水注入系ポンプ(A)を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④	SLC 封水入口弁バイパス弁	C41-F014	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
⑥#1	SLC 注入電動弁(A)	C41-M0-F006A	中央制御室
⑥#2	SLC 注入電動弁(B)	C41-M0-F006B	中央制御室

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

第 1.2.11 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水 (純水タンク使用) 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考	
		1.0	2.0	3.0	4.0	5.0	6.0	7.0	8.0	9.0	10.0		
ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器への注入 (ほう酸水注入系 貯蔵タンク使用)	中央制御室運転員A 1	15分 ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注入開始										操作手順	
		電源確認※											②
		起動操作※											③

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.2.12 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入 (ほう酸水注入系貯蔵タンク使用) タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考
		1.0	2.0	3.0	4.0	5.0	6.0	7.0	8.0	9.0	10.0	
ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器への注水 (純水タンク使用)	中央制御室運転員A 1	35分 純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水開始										操作手順
		電源確認※1										
	現場運転員B, C 2	移動・系統構成※3										
起動前条件作成・起動操作※2										④		

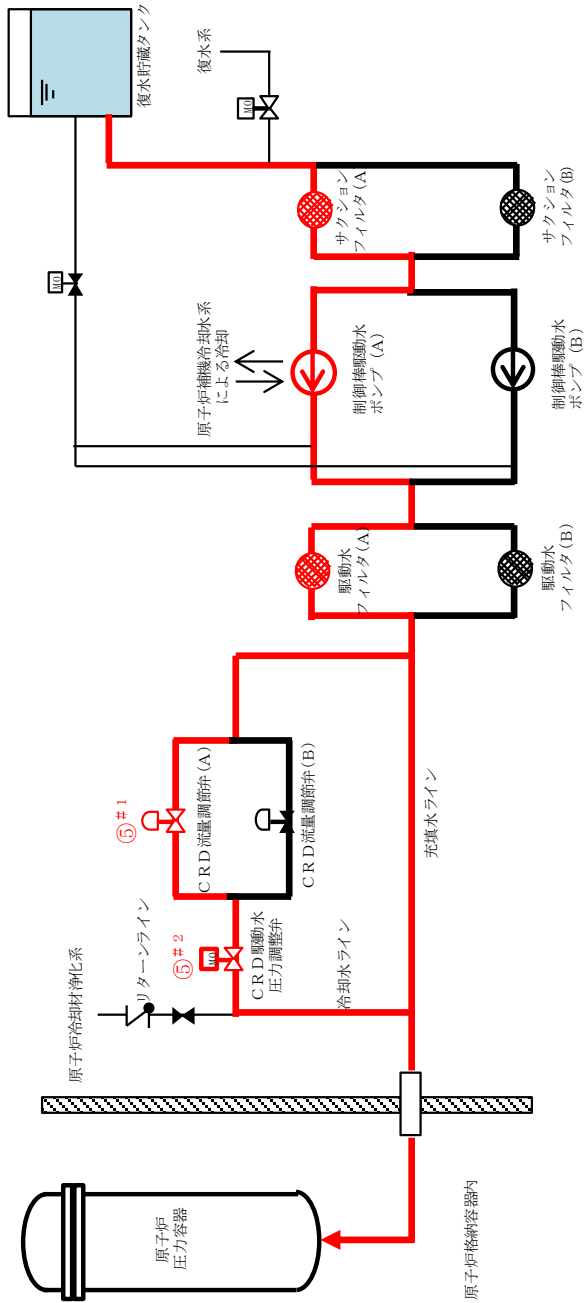
※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の動作時間及び機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.2.13 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水 (純水タンク使用) タイムチャート

凡例
 — : 常設配管
 太線 : 自主対策設備で使用する箇所
 赤線 : 制御棒駆動水圧系 (A) を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤#1	CRD 流量調節弁	C12-F010A (B)	中央制御室
⑤#2	CRD 駆動水圧力調節弁	C12-M0-F013	中央制御室

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

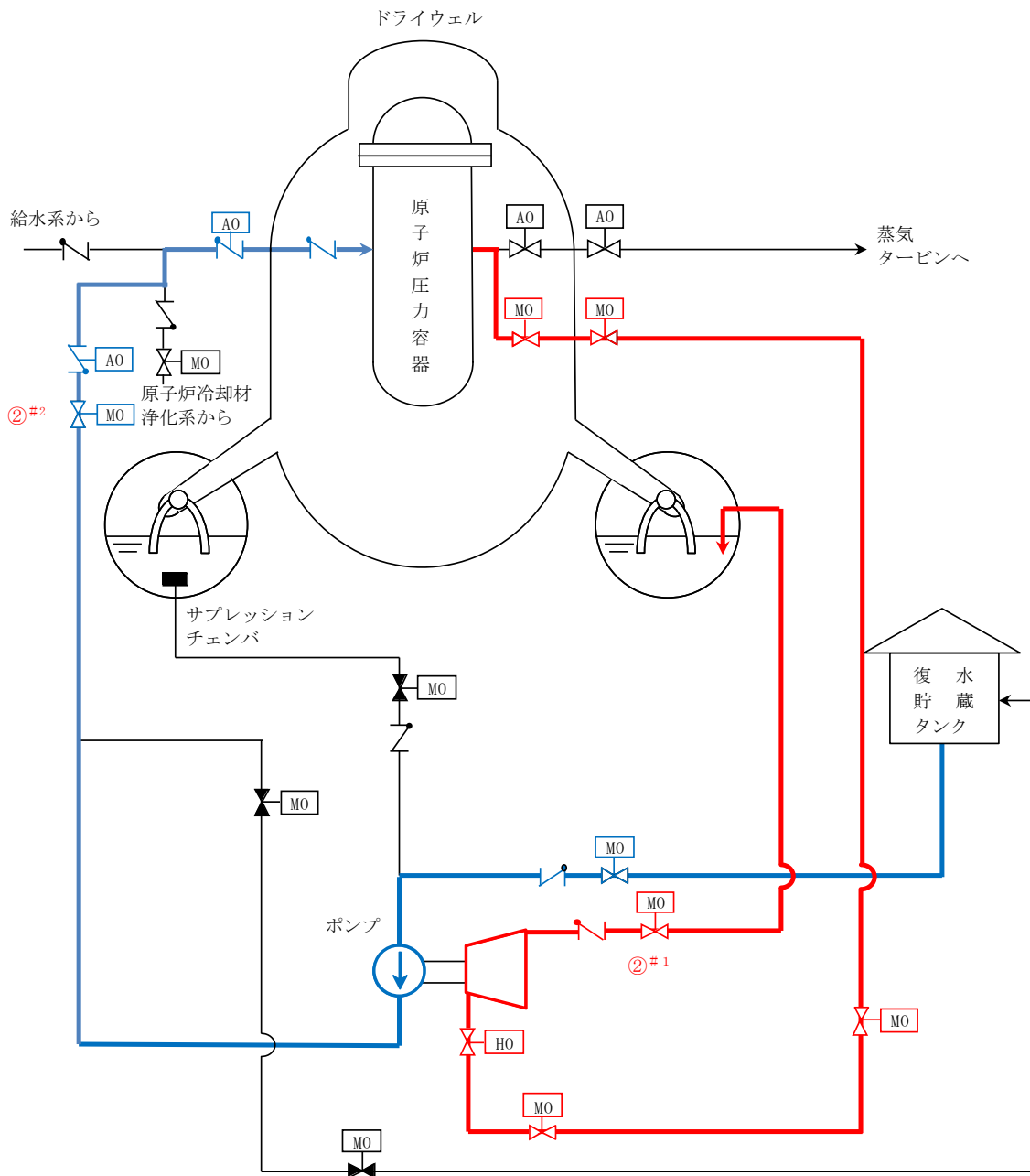
第 1.2.14 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100			
20分 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始												操作手順		
制御棒駆動水圧系 による原子炉圧力容器 への注水	中央制御室運転員A 1	電源確認※1												②
		冷水確保確認※1												
		ポンプ起動												④⑤

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の動作時間及び操作時間に見込んだ時間

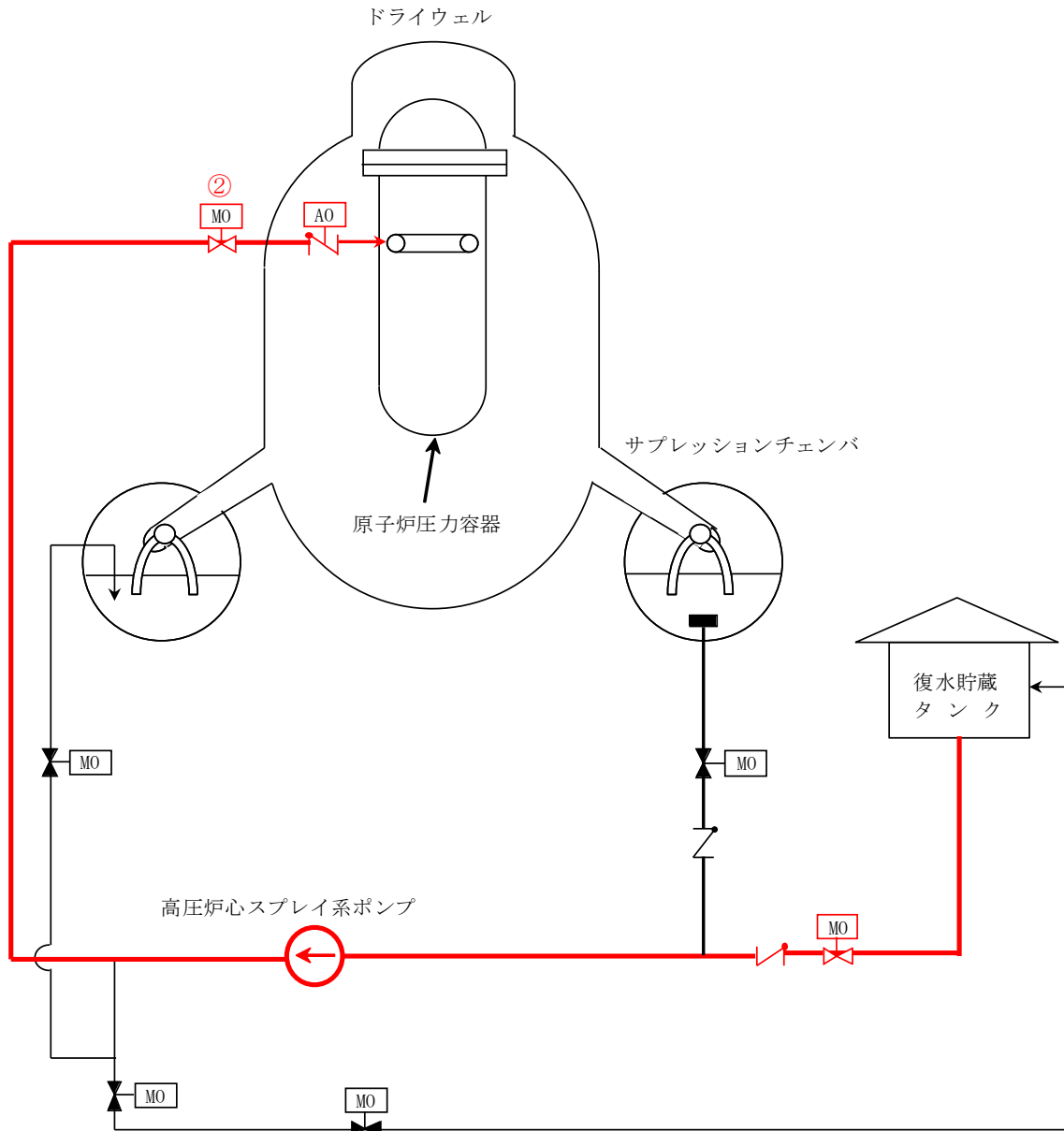
第 1.2.15 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
②#1	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁	E51-MO-F009	中央制御室
②#2	原子炉隔離時冷却系注入弁	E51-MO-F003	中央制御室

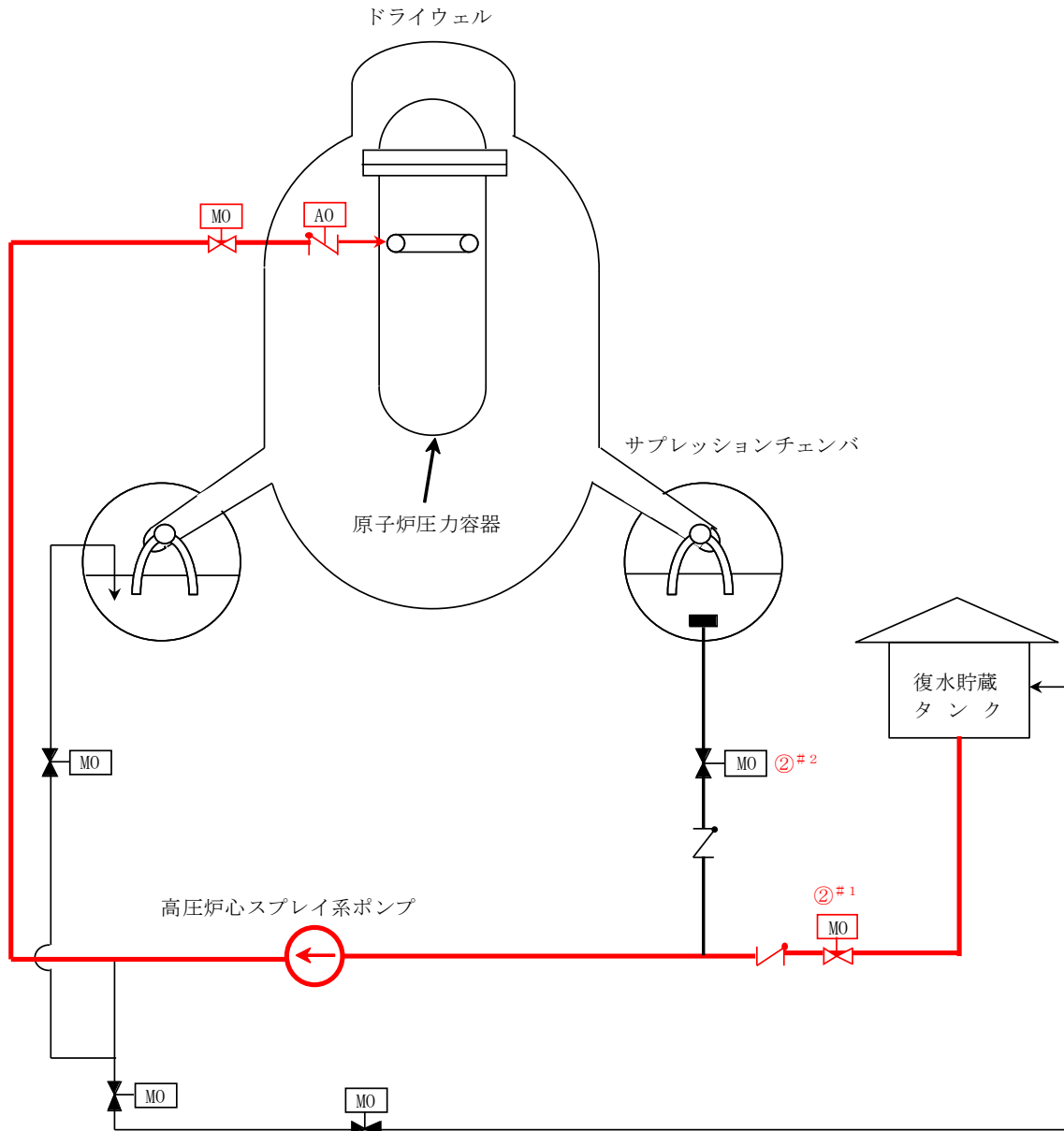
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.2.16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
②	HPCS 注入隔離弁	E22-M0-F003	中央制御室

第 1.2.17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水 概要図(1/2)
 (高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水)



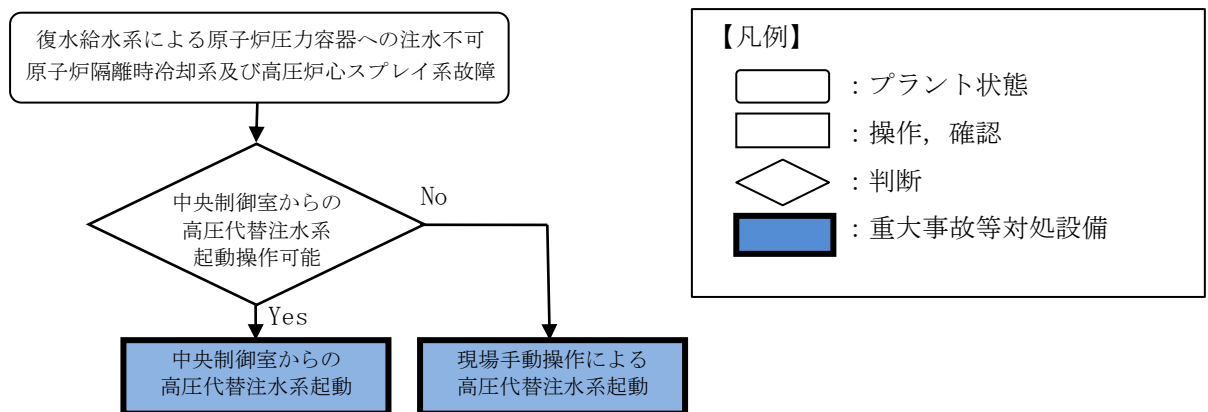
操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
②#1	HPCS ポンプ CST 吸込弁	E22-MO-F001	中央制御室
②#2	HPCS ポンプ S/C 吸込弁	E22-MO-F006	中央制御室

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

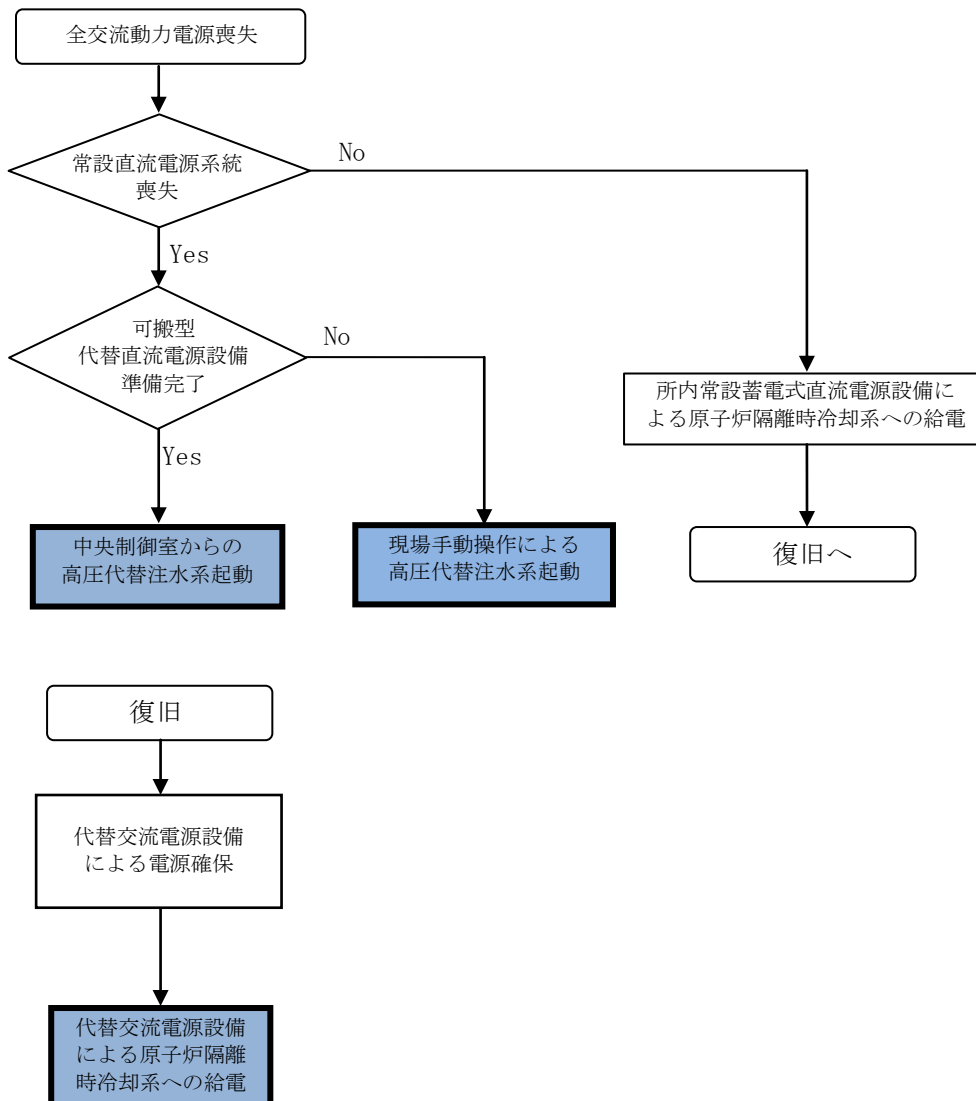
第 1.2.17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水 概要図(2/2)

(高圧炉心スプレイ系の水源切替え (サプレッションチェンバから復水貯蔵タンク))

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

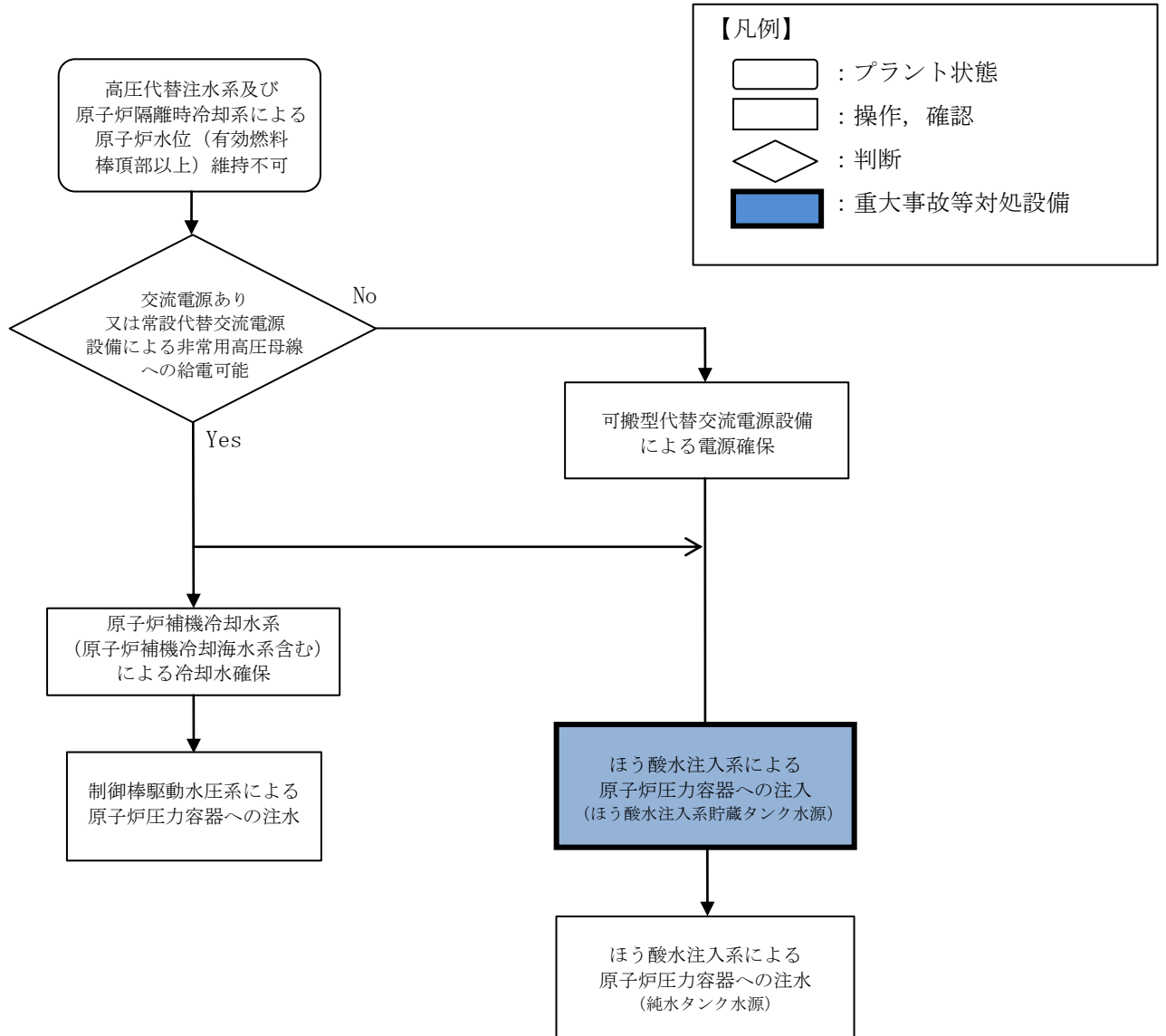


(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.2.18 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)

(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択



第 1.2.18 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/8）

技術的能力審査基準（1.2）	番号	設置許可基準規則（45条）	技術基準規則（60条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-	<p>【解釈】 1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第60条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	-
<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合) (以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合) (以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合) (以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	⑩
<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	-	<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/8）

技術的能力審査基準（1.2）	番号	設置許可基準規則（45条）	技術基準規則（60条）	番号
b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	③	b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	⑪
c) 監視及び制御 i) 原子炉水位（BWR及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWRの場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。	④			
ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。	⑤			
iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。	⑥			
(2) 復旧 a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。 (BWRの場合)	⑦			
b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。 (PWRの場合)	-			
(3) 重大事故等の進展抑制 a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。 (BWRの場合)	⑧			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/8)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設							
	主蒸気系配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	既設							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
非常用交流電源設備	既設								
高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	サプレッションチェンバ	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設							
	補給水系 配管	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	非常用交流電源設備	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/8）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧代替注水による発電用中央制御室からの冷却	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設							
	主蒸気系 配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設							
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁	既設							
	燃料プール補給水系弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
可搬型代替交流電源設備	新設								
可搬型代替直流電源設備	新設								
高圧代替注水原系現場の冷却操作による	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設							
	主蒸気系 配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設							
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁	既設							
	燃料プール補給水系弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
原子炉圧力容器	既設								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/8)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 (常設直流電源系統喪失時)	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系 配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	補給水系 配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系 配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパーチャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/8)

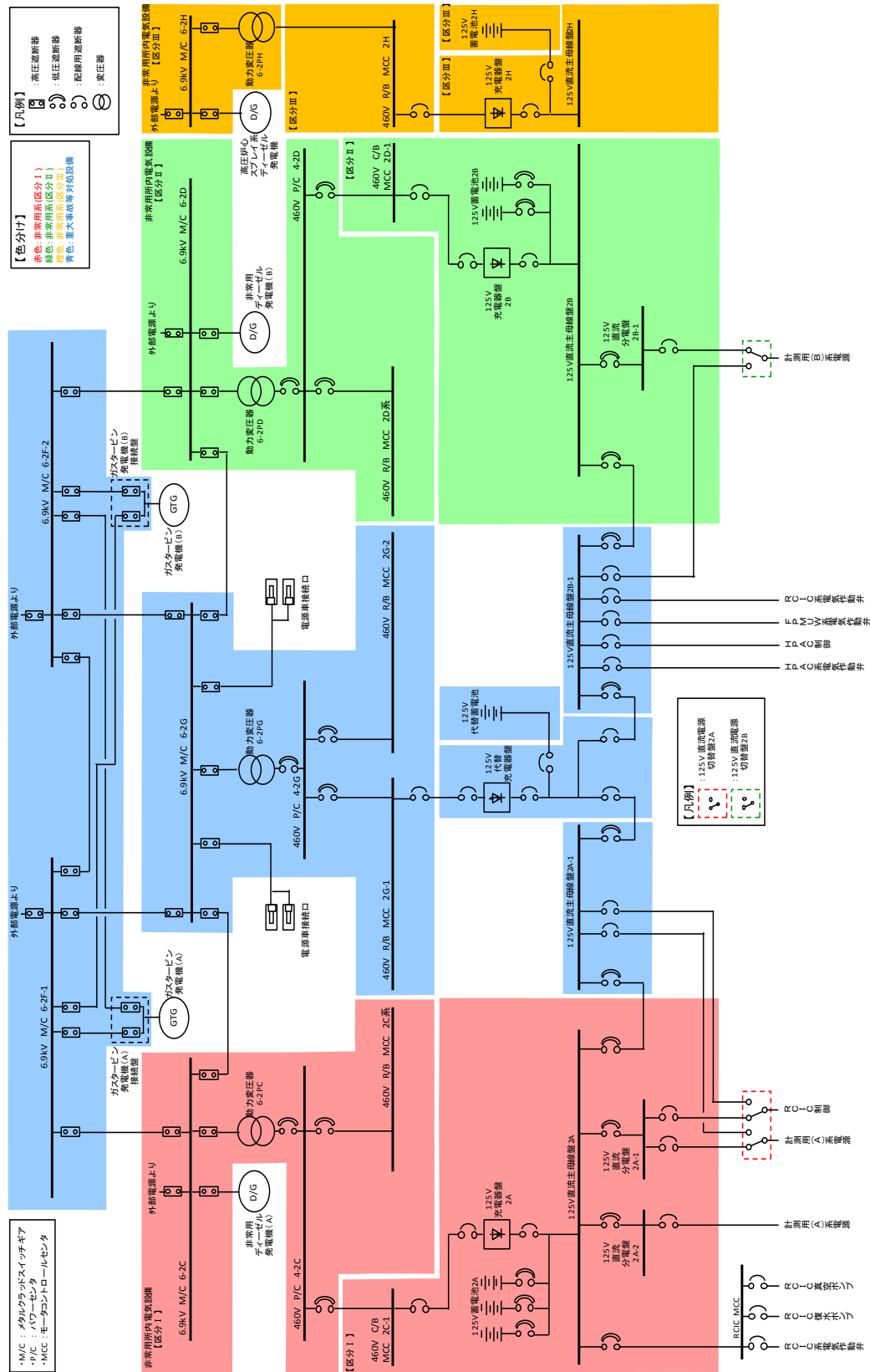
■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設							
	主蒸気系 配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	既設							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/8）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
（中央制御室 高圧代替注水系 監視及び制御 監視計器）	原子炉水位（狭帯域）	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-						
	原子炉水位（広帯域）	既設								
	原子炉水位（燃料域）	既設								
	原子炉圧力	既設								
	高圧代替注水系ポンプ 出口流量	新設								
	高圧代替注水系ポンプ 出口圧力	新設								
	高圧代替注水系タービン 入口蒸気圧力	新設								
	復水貯蔵タンク水位	既設								
（現場起動時） 高圧代替注水系 監視計器	原子炉水位（狭帯域）	既設								
	原子炉水位（広帯域）	既設								
	原子炉水位（燃料域）	既設								
	原子炉圧力	既設								
	高圧代替注水系ポンプ 出口流量	新設								
	高圧代替注水系ポンプ 出口圧力	新設								
	高圧代替注水系タービン 入口蒸気圧力	新設								
	復水貯蔵タンク水位	既設								
（中央制御室 喪失時における 高圧代替注水系 監視計器） 全交流動力電源・常設 直流電源系統	原子炉水位（広帯域）	既設								
	原子炉水位（燃料域）	既設								
	原子炉圧力	既設								
	高圧代替注水系ポンプ 出口流量	新設								
	高圧代替注水系ポンプ 出口圧力	新設								
	高圧代替注水系タービン 入口蒸気圧力	新設								
	復水貯蔵タンク水位	既設								
（現場起動時） 高圧代替注水系 監視計器） 全交流動力電源・常設 直流電源系統 喪失時	可搬型計測器（原子炉 水位（広帯域））	新設								
	可搬型計測器（原子炉 水位（燃料域））	新設								
	可搬型計測器（原子炉 圧力）	新設								
	可搬型計測器（高圧代 替注水系ポンプ出口流 量）	新設								
	可搬型計測器（復水貯 蔵タンク水位）	新設								
	高圧代替注水系ポンプ 出口圧力	新設								
	高圧代替注水系ポンプ 入口圧力	新設								
	高圧代替注水系タービン 入口蒸気圧力	新設								
高圧代替注水系タービン 排気圧力	新設									



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(1) 高圧代替注水系現場起動

a. 操作概要

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

高圧代替注水系現場起動のうち、現場での高圧代替注水系の系統構成並びにタービン起動操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：35分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

(1) 現場での系統構成

a. 操作概要

高圧炉心スプレイ系の機能喪失及び全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水が行えるよう系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水のうち、現場での系統構成に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：25分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携帯して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携帯型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



水源確保操作

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順	(1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への冷却注水	a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動 b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	原子炉水位（狭帯域）にて原子炉水位低（L-3）から原子炉水位高（L-8） 原子炉水位（狭帯域）にて原子炉水位低（L-3）から原子炉水位高（L-8）
	(1) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水	a. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	原子炉水位（狭帯域）にて原子炉水位低（L-3）から原子炉水位高（L-8）
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順	(1) 重大事故等の進展抑制	a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入及び注水 b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	原子炉水位（燃料域）にてTAF（有効燃料棒頂部）以上 原子炉水位（燃料域）にてTAF（有効燃料棒頂部）以上
	(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (2) 高圧炉心スプレイスによる原子炉圧力容器への注水		原子炉水位（狭帯域）にて原子炉水位低（L-3）から原子炉水位高（L-8） 原子炉水位（狭帯域）にて原子炉水位低（L-3）から原子炉水位高（L-8）

2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
1. 2. 2. 1 フロン トライン系故障 時の対応手順	(1) 高圧代替注水系に よる原子炉圧力容器へ の注水	a. 中央制御室からの高 圧代替注水系起動	高圧代替注水系ポンプ出口流量指示値の上昇	原子炉注水が開始されたことを高 圧代替注水系ポンプ出口流量指示 値が 90.8m ³ /h 程度まで上昇
	1. 2. 2. 2 サポー ト系故障時の対 応手順	(1) 全交流動力電源喪 失及び常設直流電源系 統喪失時の原子炉圧力 容器への注水	b. 現場手動操作による 高圧代替注水系起動	高圧代替注水系タービン蒸気入口 圧力指示値が
a. 現場手動操作による 高圧代替注水系起動			高圧代替注水系タービン蒸気入口圧力指 示値が規定値 原子炉への注水が開始されたこと可搬型 計測器指示値の上昇により確認	高圧代替注水系タービン蒸気入口 圧力指示値が
1. 2. 2. 3 重大事 故等の進展抑制 時の対応手順	(1) 重大事故等の進展 抑制	b. 制御棒駆動水圧系に よる原子炉圧力容器へ の注水	制御棒駆動水圧系ポンプ出口流量指示値 の上昇	制御棒駆動水圧系ポンプ出口流量 指示値が
1. 2. 2. 4 重大事 故等対処設備（設 計基準拡張）によ る対応手順	(1) 原子炉隔離時冷却 系による原子炉圧力容 器への注水 (2) 高圧炉心スプレー 系による原子炉圧力容 器への注水		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量指示 値の上昇	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流 量指示値 90.8m ³ /h 程度まで上昇
			高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量指示 値の上昇	高圧炉心スプレー系ポンプ出口流 量指示値が上昇 （～1074m ³ /h）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
E51-M0-F082	RCIC 蒸気供給ライン分離弁	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
P15-M0-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
E61-M0-F003	HPAC ポンプ注入弁	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
E61-M0-F050	HPAC タービン止め弁	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
C41-M0-F001A (B)	SLC タンク出口弁	中央制御室
C41-M0-F006A (B)	SLC 注入電動弁	中央制御室
C41-F014	SLC 封水入口弁バイパス弁	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
C12-F010A (B)	CRD 流量調節弁	中央制御室
C12-M0-F013	CRD 駆動水圧力調整弁	中央制御室
E51-M0-F009	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁	中央制御室
E51-M0-F003	原子炉隔離時冷却系注入弁	中央制御室
E22-M0-F003	HPCS 注入隔離弁	中央制御室
E22-M0-F001	HPCS ポンプ CST 吸込弁	中央制御室
E22-M0-F006	HPCS ポンプ S/C 吸込弁	中央制御室

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

< 目 次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

(b) 重大事故等対処設備

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

(b) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

(c) 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(d) 復旧

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

(b) 重大事故等対処設備

d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応

(b) 重大事故等対処設備

e. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動操作による減圧

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

b. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

(3) 主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧

a. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

(4) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

b. 代替交流電源設備による復旧

(5) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順

(1) 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料 1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.3.3 重大事故等対策の成立性
 - 1. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放
 - 2. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放
 - 3. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保
 - 4. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放
 - 5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作（高圧炉心スプレイ系の場合）
- 添付資料 1.3.4 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時の重大事故等対策の概要図
- 添付資料 1.3.5 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料 1.3.6 インターフェイスシステム LOCA 発生時の検知手段について
- 添付資料 1.3.7 低圧代替注水系（常設）注水準備完了にて発電用原子炉を急速減圧する条件及び理由について
- 添付資料 1.3.8 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧
 - 3. 弁番号及び弁名称一覧

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 可搬型重大事故防止設備

- a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。
- b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。
- c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。

(2) 復旧

- a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。

(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）

- a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）

(4) インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）

- a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）による減圧機能（以下「自動減圧系」という。）である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備を整備しており、ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、主蒸気逃がし安全弁による減圧で冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態にある場合には、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置している。

この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.3.1 図）。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の防止及びインターフェイスシステムLOCAの対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*}を選定する。

※ 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十六条及び技術基準規則第六十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は直流電源（常設直流電源若しくは常設直流電源系統）喪失を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.3.1 表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

設計基準事故対処設備である自動減圧系の故障により発電用原子炉の減圧

ができない場合は、減圧の自動化又は中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 減圧の自動化

原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、代替自動減圧機能により発電用原子炉を自動で減圧する。

なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に示す「自動減圧系作動阻止機能」により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

代替自動減圧機能による減圧の自動化で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）
- ・ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付きC,Hの2個）
- ・主蒸気系配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・非常用交流電源設備

ii. 手動操作による減圧

中央制御室からの手動操作により主蒸気逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを主蒸気逃がし安全弁に供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。

主蒸気逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備

代替減圧で使用する設備のうち、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管（排気管含む）、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張設備）として位置付ける。

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

(添付資料 1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復

可搬型代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型代替直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、125V代替蓄電池にて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁の機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

- ii. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復
主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁の機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、高圧窒素ガス供給系（非常用）により主蒸気逃がし安全弁の駆動源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気逃がし安全弁の駆動源を高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給している期間中において、主蒸気逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスポンベ
- ・高圧窒素ガス供給系 配管・弁
- ・主蒸気系 配管・弁
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(c) 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

想定される重大事故等時の環境条件においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるように、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）へ高圧窒素ガスを供給し、発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の背圧対策

想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）となった場合においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるよう、作動に必要な窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで、より高い圧力の作動窒素ガスを供給する。

主蒸気逃がし安全弁の背圧対策として使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスポンペ
- ・ホース・弁
- ・代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁

(d) 復旧

全交流動力電源又は常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合は、代替電源により主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧させて発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 代替直流電源設備による復旧

代替直流電源設備（可搬型代替直流電源設備又は125V代替充電器盤用電源車接続設備）により、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替直流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・125V代替充電器盤用電源車接続設備

ii. 代替交流電源設備による復旧

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、可搬型代替直流電源設備、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）、主蒸気系配管（排気管

含む) 及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能付アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンペ、高圧窒素ガス供給系配管・弁、主蒸気系配管・弁及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能付アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンペ、ホース・弁及び代替高圧窒素ガス供給系配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

復旧で使用する設備のうち、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。

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

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

給電開始までに時間を要するが、直流電源喪失が発生した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させることができることから、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。

- ・125V 代替充電器盤用電源車接続設備（代替直流電源用切替盤、代替直流電源用変圧器）

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保できることから、発電用原子炉を減圧するための直流電源を確保する手段として有効である。

c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止で使用する設備は以下

のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 重大事故等対処設備

原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管（排気管含む）、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応

インターフェイスシステム LOCA 発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。

原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するとともに、弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。

また、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する手段がある。

なお、原子炉建屋ブローアウトパネルは開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による開放操作は必要としない。

インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇

所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

- ・ HPCS 注入隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉建屋ブローアウトパネル

(b) 重大事故等対処設備

インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備のうち、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管（排気管含む）、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所での隔離で使用する HPCS 注入隔離弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する原子炉建屋ブローアウトパネルは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。

e. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」、 「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」、 「c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（徴候ベース）、非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める。（第 1.3.1 表）

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.3.2 表、第 1.3.3 表）。

(添付資料 1.3.2)

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動操作による減圧

発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧注水系を使用した注水への移行を目的として、主蒸気逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、主蒸気逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。

(a) 手順着手の判断基準

① 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合

- ・主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合

② 急速減圧の場合

- ・低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{※1} 起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合

③ 炉心損傷後の原子炉減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

- ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系^{※2} 以上が使用可能である場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合

[注水手段がない場合]

- ・原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

※2: 「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

(添付資料 1.3.7)

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁を使用した手動操作による減圧手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.3.2 図，第 1.3.3 図，第 1.3.4 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準の基づき，運転員に主蒸気逃がし安全弁を手動で開操作し，発電用原子炉を減圧するように指示する。
- ②^a（判断基準①：発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合）
中央制御室運転員 A は，原子炉冷却材温度変化率が 55°C/h を超えないように，主蒸気逃がし安全弁を手動で開閉操作し，発電用原子炉を減圧する。
- ②^b（判断基準②：急速減圧の場合）
中央制御室運転員 A は，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）6 個を手動で開操作し，発電用原子炉の急速減圧を行う。
主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を 6 個開放できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて 6 個開放する。
- ②^c（判断基準③：炉心損傷後の原子炉減圧の場合）
中央制御室運転員 A は，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付又は逃がし弁機能）2 個を手動で開操作し，発電用原子炉を減圧する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，サプレッションプール水温度上昇防止のため，残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）によるサプレッションプールの除熱を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。

作業開始を判断してから手動操作による減圧を開始するまでの所要時間は下記のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁による減圧：5 分以内で可能

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり，対応手段の選択フローチャートを第 1.3.16 図に示す。

自動減圧系機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合，低压注水系又は低压代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し，主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また，原子炉水位低（レベル 1）到達 10 分後及び残留熱除去系ポンプ（低压注水モード）又は低压炉心スプレイ系ポンプ運転の場合は，代替自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧

する。

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

- a. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放
常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放して、発電用原子炉の減圧を実施する。

なお、可搬型代替直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、125V 代替蓄電池にて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放して発電用原子炉を減圧する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室にて確認が可能であるため、中央制御室の計器にて確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。

- ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{※1} 起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※2} 以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合。
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動用の窒素ガスが、確保されている場合。
- ・主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を可搬型代替直流電源設備から給電可能な場合。

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

※2: 「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可

搬型) 及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

(添付資料 1. 3. 7)

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1. 3. 3 図に、概要図を第 1. 3. 5 図に、タイムチャートを第 1. 3. 6 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、所内常設蓄電式直流電源設備による給電から 125V 代替蓄電池による給電への切替え操作を実施し、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 にて負荷電圧が規定電圧であることを確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、可搬型代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放に必要な制御電源及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の系統構成として、HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B) の全閉操作及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A), (B) の全開操作を実施する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、高圧窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の駆動源が確保されていることを確認し、発電課長に可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備完了を報告する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開放及び発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力の低下により減圧が開始されたことを確認し、発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部へ電源車（可搬型代替電源設備用）により 125V 代替充電器へ給電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源供給を継続的に維持させるよう指示する。

- ⑩ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、発電課長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名により作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放まで 50 分以内で可能である。

可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同様である。

(添付資料 1. 3. 3)

b. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、制御建屋 ケーブル処理室の中央制御室端子盤にて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放して発電用原子炉の減圧を実施する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に可搬型計測器を接続し、発電用原子炉の減圧を確認する。(可搬型計測器に関する手順については「1. 15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。)

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。

- ・ 炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{*1} 起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{*2} 以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動用の窒素ガスが、確保されている場合。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

※1:「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード），復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

※2:「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード），復水給水系，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

（添付資料 1. 3. 7）

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 3. 3 図に，概要図を第 1. 3. 7 図に，タイムチャートを第 1. 3. 8 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，原子炉圧力容器内の圧力の監視用として，中央制御室の原子炉系プロセス計装盤（A）に，可搬型計測器のケーブルを接続し，可搬型計測器により原子炉圧力指示値を確認する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は，主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の系統構成として，HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁（A），（B）の全閉操作及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁（A），（B）の全開操作を実施する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は，高圧窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であり，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能用）の駆動源が確保されていることを確認する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は，中央制御室端子盤内の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に，主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続し，発電課長に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備完了を報告する。
- ⑥ 発電課長は，運転員に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開放及び発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は，中央制御室端子盤にて接続した主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）

を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。

- ⑧ 中央制御室運転員 A は、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に接続した可搬型計測器にて、原子炉圧力指示値の低下により減圧が開始されたことを確認し、発電課長並びに現場運転員 B 及び C に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、発電課長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放まで 95 分以内で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.3.3)

(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

高圧窒素ガス供給系（常用）からの作動窒素ガスの供給が喪失し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えて主蒸気逃がし安全弁の駆動源を確保する。

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給している期間中において、高圧窒素ガスポンベ出口圧力が低下した場合、高圧窒素ガスポンベ（待機）側へ切替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

『高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）へ切替え』

高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報が発生した場合。

『高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベの切替え』

高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動用の窒素ガスを供給している期間中において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合。

(b) 操作手順

高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.3.9 図に、現場操作時のタイムチャートを第 1.3.10 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)が全閉したことを確認する。なお、電源が確保ができない場合、現場運転員 B 及び C による現場での手動操作にて HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)の全閉操作を実施する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A), (B)の全開操作を行い高圧窒素ガス供給系（非常用）より高圧窒素ガスを供給する。なお、電源が確保ができない場合、現場運転員 B 及び C による現場での手動操作にて HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A), (B)の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、高圧窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁への作動用窒素ガス供給中、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合、運転員に現場にて高圧窒素ガスポンベ（待機）側への切替えを指示する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切替え操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が消灯したことを確認し、高圧窒素ガスポンベより主蒸気逃がし安全弁へ作動用窒素ガスが供給されたことを発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから、高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合は約 5 分で可能である。

なお、現場にて系統構成実施の場合は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は 50 分以内で可能である。

- ・ 高圧窒素ガスポンベ切替えによる主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は 35 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(3) 主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧

a. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）となった場合においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させ、発電用原子炉の減圧ができるように、作動に必要な作動窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage] を超えるおそれがある状態において発電用原子炉を減圧する場合に以下の条件が成立した場合。

- ・ 炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※1} 以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合。

※1: 「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

(b) 操作手順

代替高圧窒素ガス供給系(A) による主蒸気逃がし安全弁開放手順の概要は以下のとおり。（代替高圧窒素ガス供給系(B)による主蒸気逃がし安全弁開放手順も同様）手順の対応フローを第 1. 3. 3 図、概要図を第 1. 3. 11 図に、タイムチャートを第 1. 3. 12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁への作動窒素ガス供給に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、代替 HPIN 第一隔離弁が全閉であることを確認する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、代替高圧窒素ガス供給系(A) 高圧窒素ガスボンベに作動窒素ガス供給用ホース及び安全弁用ホースを接続する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安

全弁開放の系統構成として、高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁を全開操作した後、代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁、代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁及び代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁の全開操作を実施する。

- ⑥ 中央制御室運転員 A は、代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力指示値により高圧窒素ガスポンベの作動窒素ガス供給圧力が規定圧力以上であることを確認し、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、代替 HPIN 窒素排気出口弁の全開操作及び代替 HPIN 第一隔離弁を全開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、発電課長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名により作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放まで 25 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同様とする。

(添付資料 1.3.3)

(4) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源設備の機能喪失により、125V 直流主母線盤(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備からの給電が可能な場合。

(b) 操作手順

代替直流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による直流電源の復旧が完了してから主蒸気逃がし安全弁の開放まで 5 分以内で可能である。

b. 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、125V 直流主母線盤 (A) 系及び (B) 系の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な場合。

(b) 操作手順

代替交流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、代替交流電源設備による直流電源の復旧が完了してから主蒸気逃がし安全弁の開放まで 5 分以内で可能である。

(5) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.3.16 図に示す。

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備（給電準備が完了するまでの間は 125V 代替蓄電池を使用）又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備により直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を復旧する。

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を充電し、直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

主蒸気逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガス供給系（非常用）より窒素ガスを確保し、主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

なお、主蒸気逃がし弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるように、作動に必要な作動窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで、より高い圧力の作動窒素ガスを供給する。

1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。

原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については、「1.3.2.1(1)a. 手動操作による減圧」にて整備する。

1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順

(1) 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所との隔離、保有水を確保するための原子炉圧力容器への注水が必要となる。

破損箇所の特定制又は隔離ができない場合は、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、

破断箇所の隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の出口圧力上昇, 原子炉建屋内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化又は漏えい関連警報の発生により, インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合。

b. 操作手順

非常時操作手順書(徴候ベース)「原子炉建屋制御」における操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3.13 図及び第 1.3.14 図に, タイムチャートを第 1.3.15 図に示す。

- ① 発電課長は, 手順着手の判断基準に基づき, インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し, 運転員に破断箇所の特定及び隔離を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A, B 及び C は, 発生した警報及びパラメータの変化から破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作による隔離を実施する。
- ③ 発電課長は, 破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作による隔離を実施できない場合, 運転員に原子炉手動スクラムを指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A, B 及び C は, 原子炉手動スクラムを実施する。
- ⑤ 発電課長は, 運転員に非常用炉心冷却系又は代替注水系の起動後, 発電用原子炉の減圧操作, 原子炉圧力容器内の水位低下操作及び原子炉建屋環境悪化(建屋温度, 建屋圧力, 建屋放射線量)抑制操作の開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A, B 及び C は, 非常用炉心冷却系又は代替注水系の起動後, 主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉の急速減圧を行い, 原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで発電用原子炉を減圧することで, 原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A, B 及び C は, 非常用炉心冷却系又は代替注水系による注水がされていることを確認し, 原子炉圧力容器内の水位を TAF から TAF +1000mm の間で維持する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A, B 及び C は, 非常用ガス処理系を起動し, 原子炉建屋放射能レベル及び燃料取替エリア放射能レベルが制限値以下の場合, 原子炉建屋原子炉棟換気空調系の起動操作を実施し, 原子炉建屋環境(建屋温度, 建屋圧力, 建屋放射線量)の悪化を抑制する。
- ⑨ 発電課長は, 中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合は, 運転員に原子炉建屋にて隔離弁の全閉操作実施を指示する。
- ⑩ 現場運転員 D 及び E は, 中央制御室からの遠隔操作により破断箇所を隔離できない場合は, 蒸気漏えいに備え防護具(自給式呼吸器及び耐熱服)を装

着し（中央制御室運転員 A 及び B は装着補助を行う）、原子炉建屋（管理区域）にて隔離弁を全閉することで原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。

- ⑪ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、各種監視パラメータの変化から、破断箇所の隔離が成功していることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動し、発電用原子炉からの除熱を行う。

c. 操作の成立性

上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は中央制御室運転員 3 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで 15 分以内で可能である。

中央制御室からの遠隔操作を実施できない場合の現場での隔離操作は、中央制御室運転員 3 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで 5 時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具（自給式呼吸器及び耐熱服）、照明及び通信連絡設備を整備する。

[中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性]

インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性のある操作は、定期試験として実施する非常用炉心冷却系電動弁手動開閉試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。

上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報及び漏えい関連警報が発生した場合は、同試験を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステム LOCA が発生していると判断することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことが可能である。

[現場での隔離操作の成立性]

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート 환경을考慮しても、現場での隔離操作は可能である。

[溢水の影響]

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシ

システム LOCA により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。

[インターフェイスシステム LOCA の検知について]

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉格納容器内外のパラメータ等によりインターフェイスシステム LOCA と判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は、原子炉建屋内において各部屋が分離されているため、床漏えい検出器、放射線モニタ及び火災感知器により、漏えい箇所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋の状況確認が可能である。

(添付資料 1.3.3, 1.3.4, 1.3.5, 1.3.6)

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

主蒸気逃がし安全弁、監視計器への電源供給手順及び電源車への燃料補給手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/4)
 (フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付き C,H の 2 個) 主蒸気系 配管 (排気管含む) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	非常時操作手順書 (設備別) 「自動減圧機能による原子炉減圧」 ※1, ※2
			非常用交流電源設備	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)
		(主蒸気逃がし安全弁) 手動操作による減圧	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管 (排気管含む) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備 ※3 可搬型代替直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	非常時操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」 非常時操作手順書 (設備別) 「手動操作による原子炉減圧」

※1: 代替自動減圧機能は, 運転員による操作不要の減圧機能である。

※2: 自動減圧系作動阻止機能の手順は, 「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4: 原子炉建屋ブローアウトパネルは, 開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり, 運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/4）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備 ※3 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付） 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（設備別） 「手動操作による原子炉減圧」等 重大事故等対応要領書 「電源車による125V代替充電器盤への給電（G母線接続）」
		主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付） 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（設備別） 「可搬型蓄電池接続による主蒸気逃がし安全弁開放」
			主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	自主対策設備
	—	高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（設備別） 「高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4：原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/4）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	—	代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスボンベ ホース・弁 代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書（設備別） 「代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放」
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「電源回復」 非常時操作手順書（設備別） 「125V 代替蓄電池による125V 直流主母線盤2A-1(2B-1)への給電」
			125V 代替充電器盤用電源車接続設備	自主対策設備 重大事故等対応要領書 「電源車による125V 代替充電器盤への給電（G 母線接続）」
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 所内常設蓄電式直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「電源回復」 非常時操作手順書（設備別） 「M/C C(D)母線受電」 重大事故等対応要領書 「M/C C(D)母線受電」

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4：原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/4）

（原子炉格納容器破損を防止，インターフェイスシステム LOCA 発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉格納容器の破損防止	—	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」
インターフェイスシステム LOCA 発生時	—	発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備
		漏えい箇所との隔離	HPCS 注入隔離弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		原子炉建屋原子炉区域内の 圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル ※4	重大事故等対処設備

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4：原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力	
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	補機監視機能 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力 復水移送ポンプ出口圧力	
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度

監視計器一覧 (2/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」	判断基準	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(C) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度

監視計器一覧 (3/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧			
非常時操作手順書 (設備別) 「手動操作による原子炉減圧」 等	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ(タイプ I) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
非常時操作手順書 (設備別) 「可搬型蓄電池接続による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線盤 2A 電圧 125V 直流主母線盤 2B 電圧 125V 直流主母線盤 2A-1 電圧 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ(タイプ I) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力

監視計器一覧 (4/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2)主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧			
非常時操作手順書 (設備別) 「高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
		関連警報	HPIN 常用系原子炉格納容器入口圧力低警報
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
		関連警報	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力低 警報
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3)主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧			
非常時操作手順書 (設備別) 「代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
		補機監視機能	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (A) 入口圧力 代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (B) 入口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (A) 入口圧力 代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (B) 入口圧力 代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベ (B) 出口圧力

監視計器一覧 (5/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.3 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	判断基準	格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉圧力 ドライウェル圧力 ドライウェル温度 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 エリア放射線モニタ
		補機監視機能 ドライウェルサンプ水位 建屋・床・タンク漏えい 警報 残留熱除去系機器室/熱交換器室漏えい 警報 残留熱除去系機器室/熱交換器室雰囲気温度高 警報 原子炉建屋原子炉棟放射能高 警報 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高 警報 原子炉建屋原子炉棟ダスト放射線モニタ (A) 異常 警報 原子炉建屋原子炉棟ダスト放射線モニタ (B) 異常 警報
	操作	格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ室漏えい検出 周囲温度 エリア放射線モニタ プロセス放射線モニタ ・原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ ・燃料取替エリア放射線モニタ

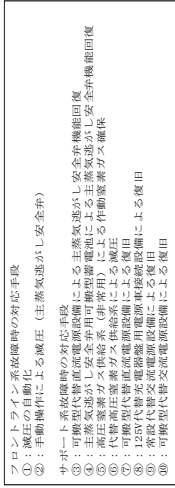
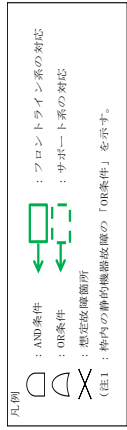
監視計器一覧 (6/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.3 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	原子炉圧力容器内への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (C) 出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
	水源の確保	圧力抑制室水位 復水貯蔵タンク水位
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
	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 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系 (A) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 (B) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却海水系ポンプ (A) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (B) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (C) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (D) 出口圧力

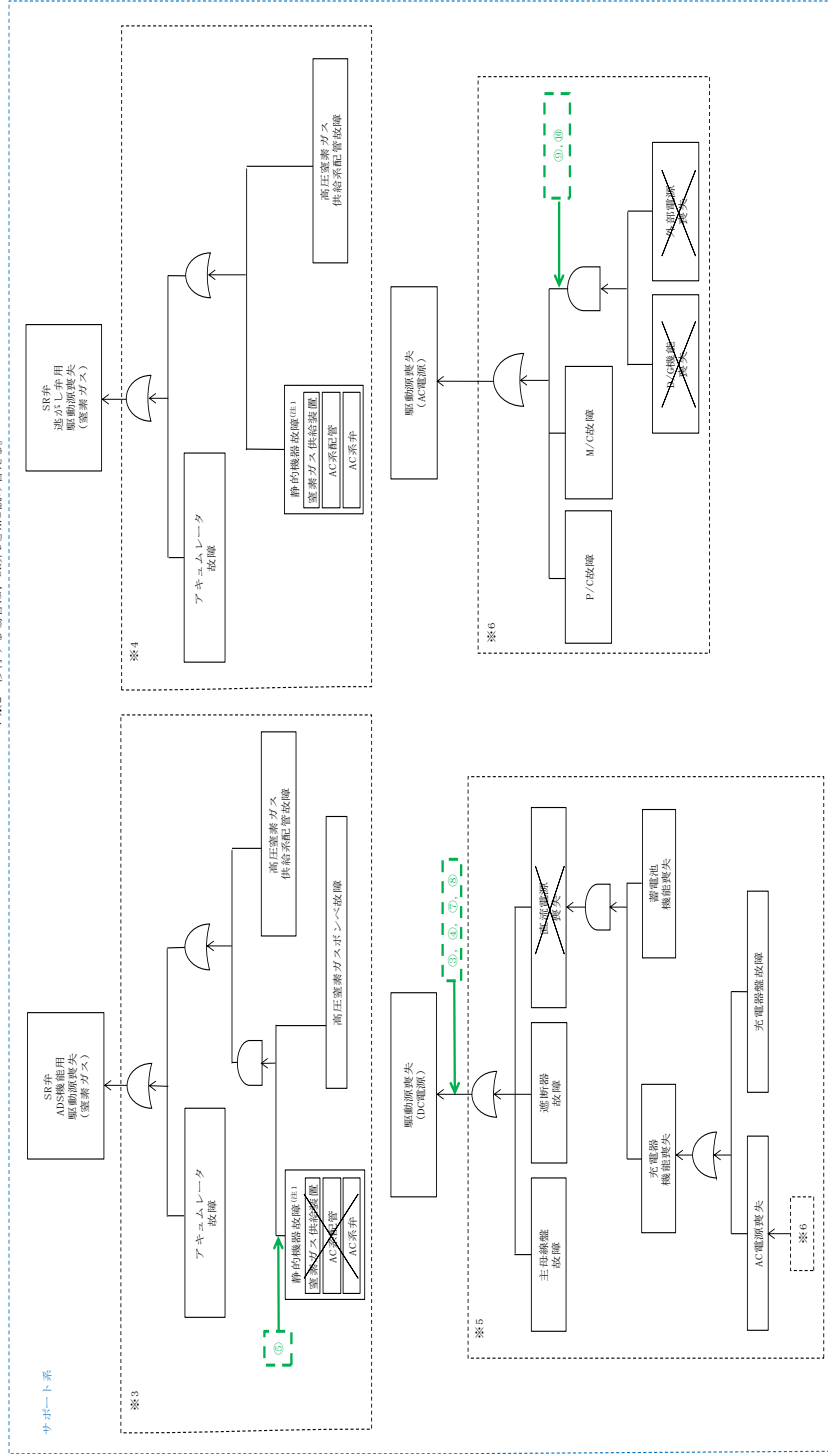
第 1.3.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	主蒸気逃がし安全弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		125V 直流主母線 2B-1	
		主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	-
	高圧窒素ガス供給系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
	代替高圧窒素ガス供給系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			
可搬型代替直流電源設備		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	

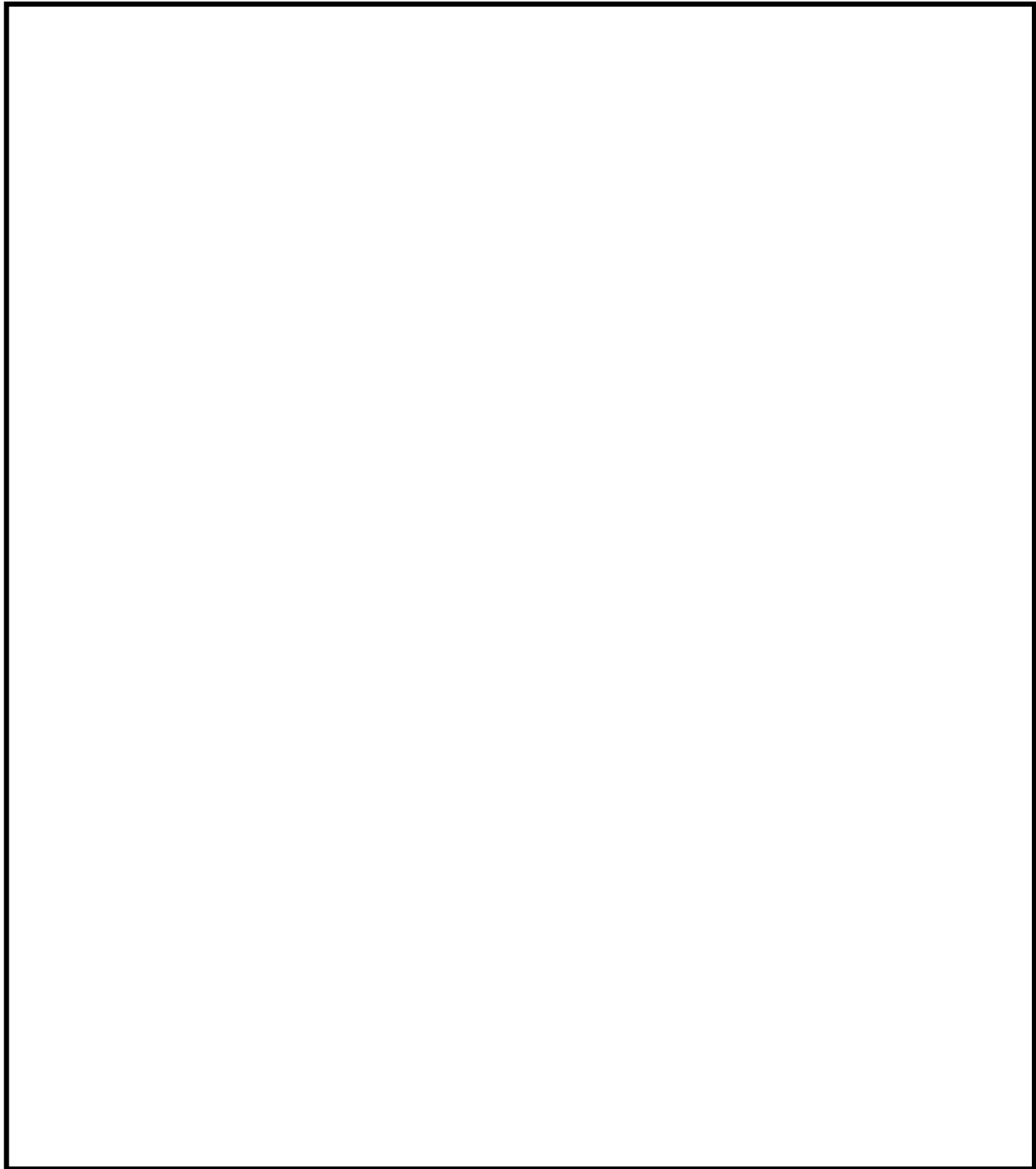
※：供給負荷は監視計器



注：⑩の条件は、ADS機能付SRV A、B、1、2、4、5は対象。
 ※1～移行する場合、SRV A系に置き替える。
 ※2～移行する場合、SRV DをAに置き替える。

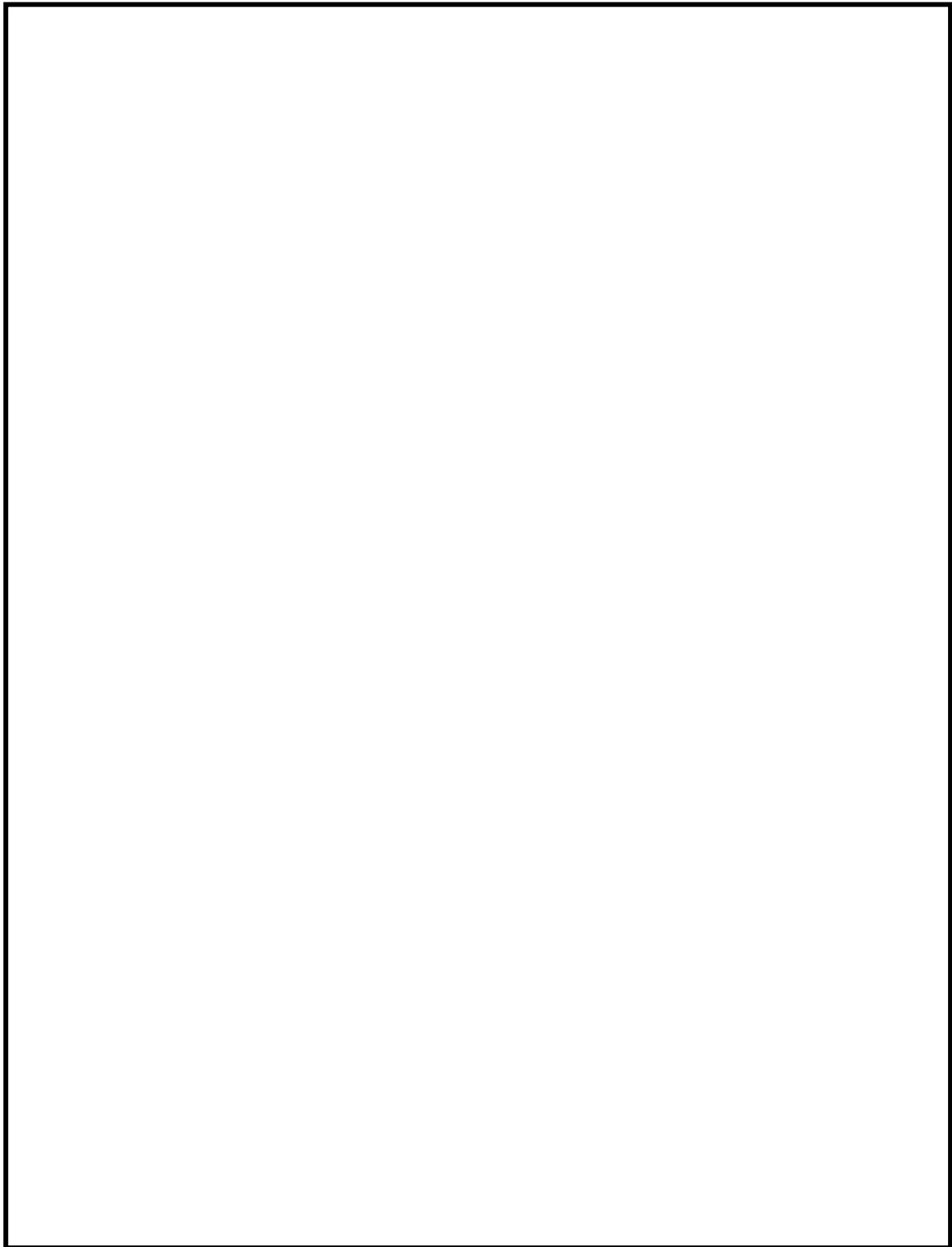


第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



第 1.3.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」における対応フロー

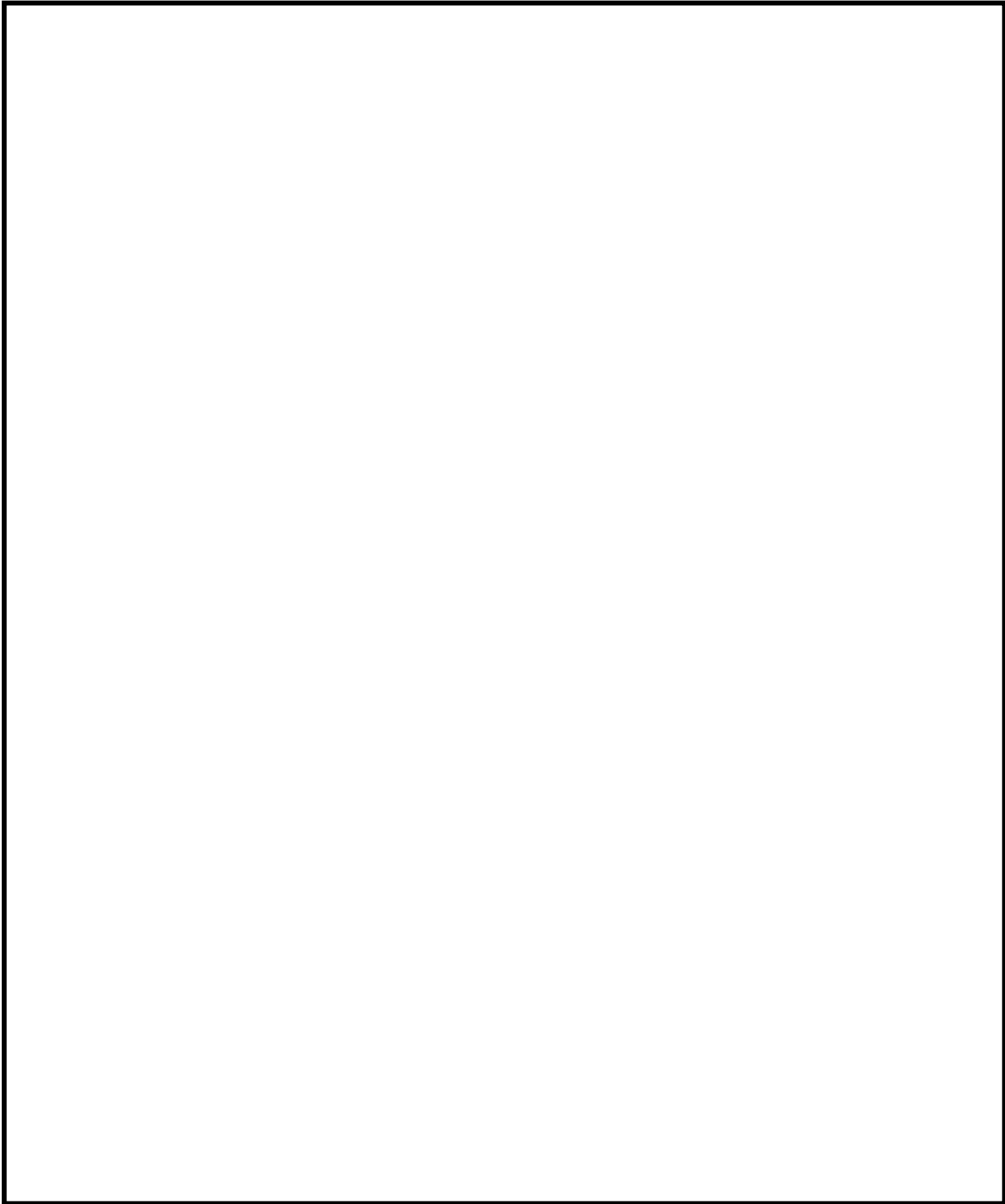
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.3.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「急速減圧」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1.3-43



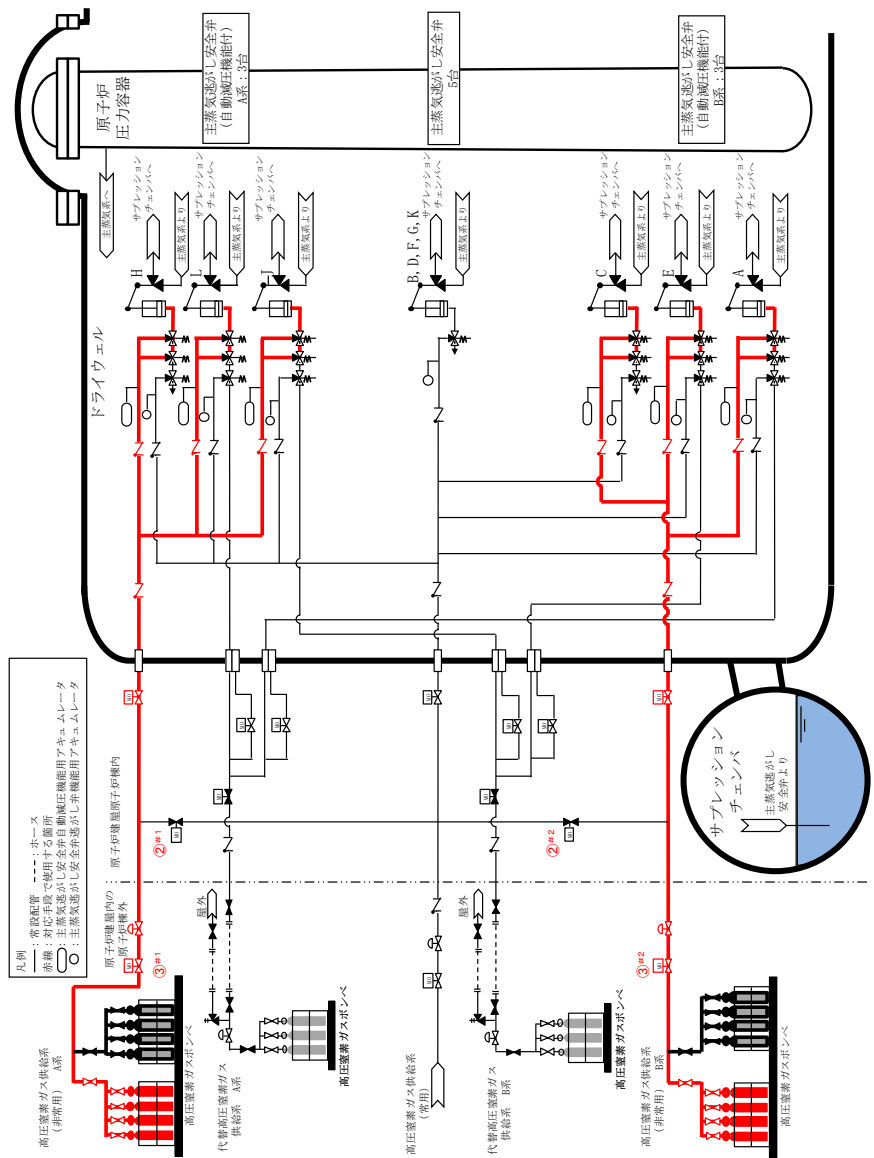
第 1.3.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「損傷炉心への注水」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																			備考		
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m		200m	
可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放	中央制御室運転員 A	約50分 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放																				操作手順	
		受電切替え [※]																					
	減圧操作及び減圧確認 ^{※1}																						⑦⑧
	高圧窒素ガス供給系(非常用)系統構成 ^{※1}																						④⑤
	1																						
	2																						

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.3.6 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 タイムチャート

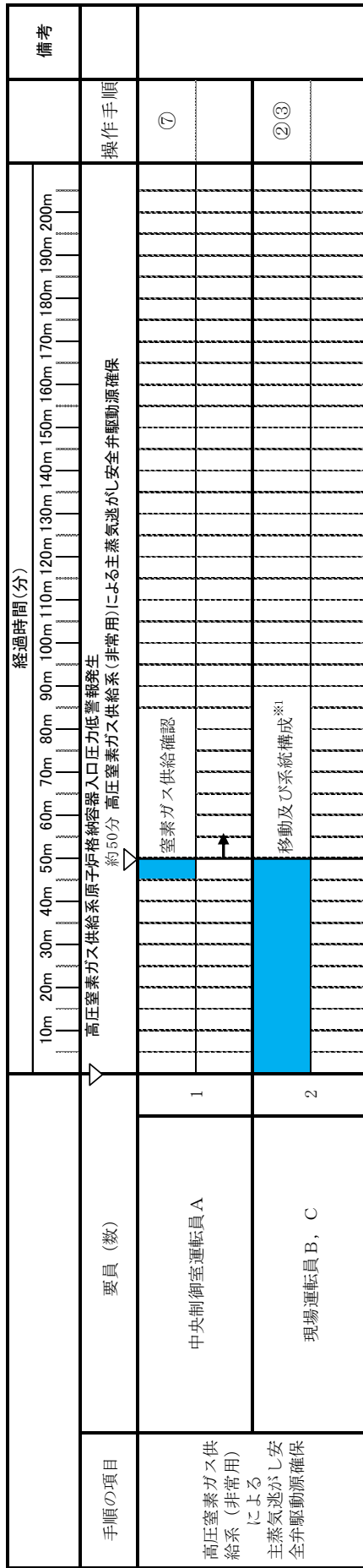


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
② #1	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A)	P54-M0-F069A	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
② #2	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (B)	P54-M0-F069B	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
③ #1	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A)	P54-M0-F060A	原子炉建屋内の原子炉棟外
③ #2	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (B)	P54-M0-F060B	原子炉建屋内の原子炉棟外

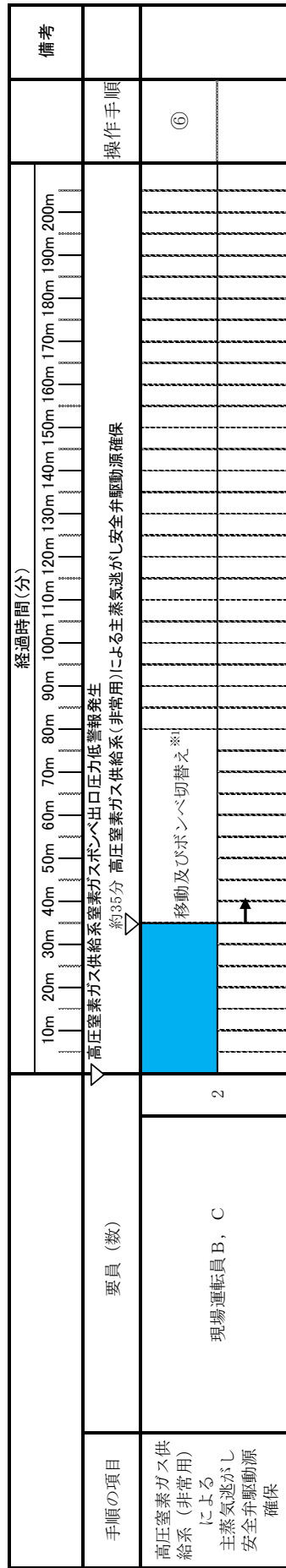
#1～: 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.3.9 図 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

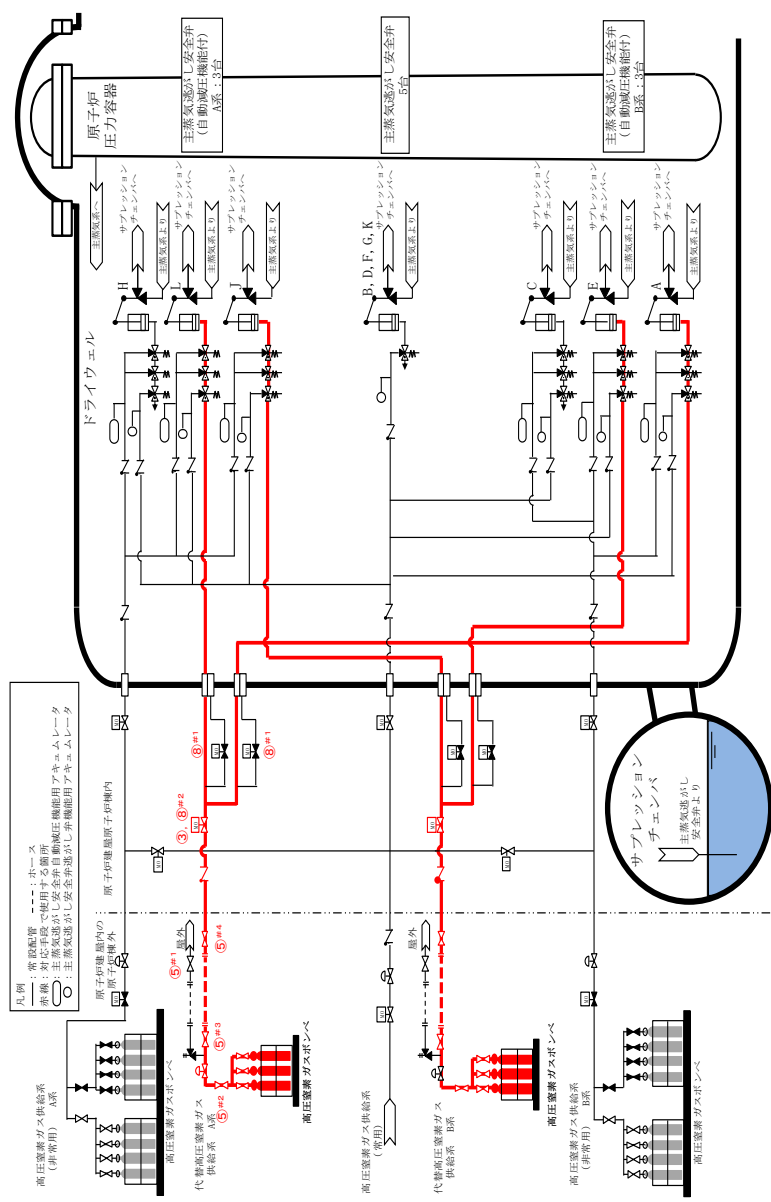


※1：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間



※1：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.3.10 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート

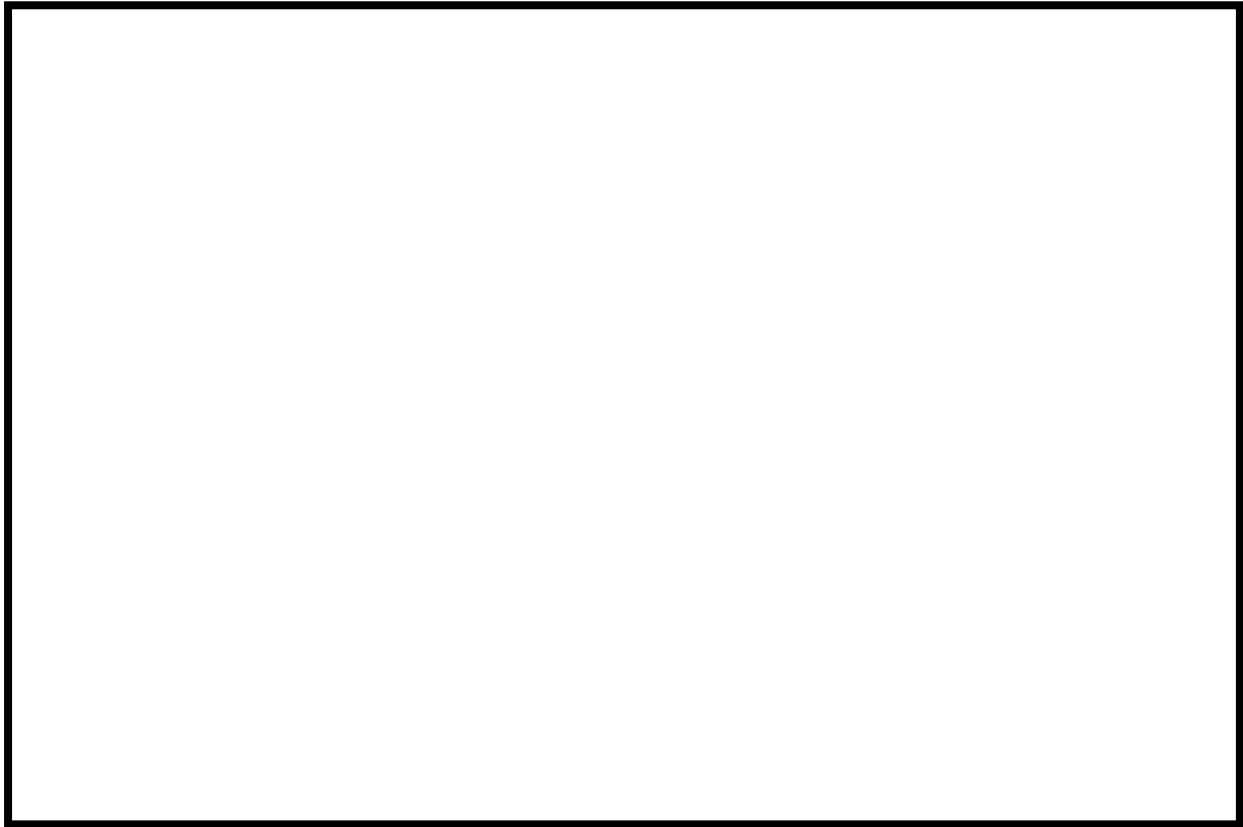


#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.3.11 図 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放 概要図

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③, ⑤ #2	代替 HPIN 第一隔離弁 (A) / (B)	P54-M0-F104A (B)	中央制御室
⑤ #1	高圧窒素ガスボンベ安全弁出口ライン止め弁 (A) / (B)	P54-F090A (B)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤ #2	代替 HPIN 窒素ガスボンベ供給止め弁 (A) / (B)	P54-F1008A (B)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤ #3	代替 HPIN 窒素ガスボンベ供給弁 (A) / (B)	P54-F1007A (B)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤ #4	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A) / (B)	P54-F101A (B)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ #1	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1, 2) / (B-1, 2)	P54-M0-F105A-1, A-2 (B-1, B-2)	中央制御室

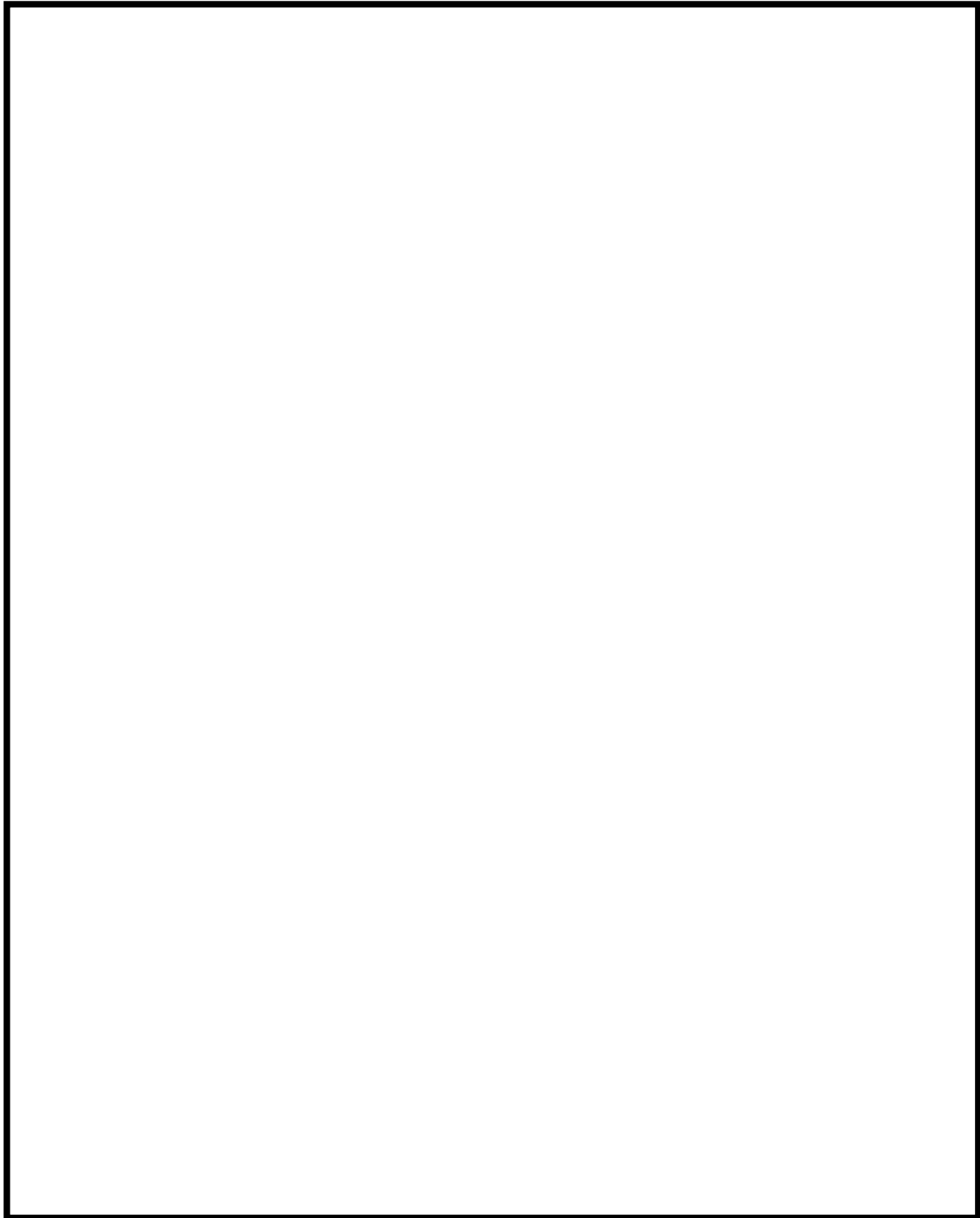
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 1.3.13 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「RC スクラム」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1.3-55



第 1.3.14 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間		経過時間(時間)												備考									
		分	秒	10m	20m	30m	40m	50m	1h	2h	3h	4h	5h	6h	7h		8h	9h	10h	11h	12h	13h	14h	15h	
インターフェイズシステムLOCA発生時の対応手順	中央制御室運転員A, B, C	3	インターフェイズシステムLOCA事象発生		▽ インターフェイズシステムLOCA事象判断																				操作手順
			▽ インターフェイズシステムLOCA事象発生		▽ 約20分以内 遠隔隔離																				
			警告確認, パラメータ確認**		▽ 約5時間 現場隔離**1																				
			破断箇所の特定及び遠隔隔離操作並びに原子炉手動スクラム**3																						
			非常用炉心冷却系又は代替注水系起動**3																						
			原子炉減圧**3																						
					原子炉水位調整 隔離成功までTAF~TAF+1000mmの間で維持**3																				
					原子炉水位調整 隔離成功後L-3~L-8を維持**3																				
			非常用ガス処理系起動**3																						
			R/A送・排風機起動**3																						
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)起動**3																							
		現場運転員保護具装着補助**4																							
現場運転員D, E		2		現場隔離操作(移動, 保護具装着を含む)**5																					

※1: 破断の規模によっては, 現場での隔離操作の所要時間は5時間以内となる。

※2: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

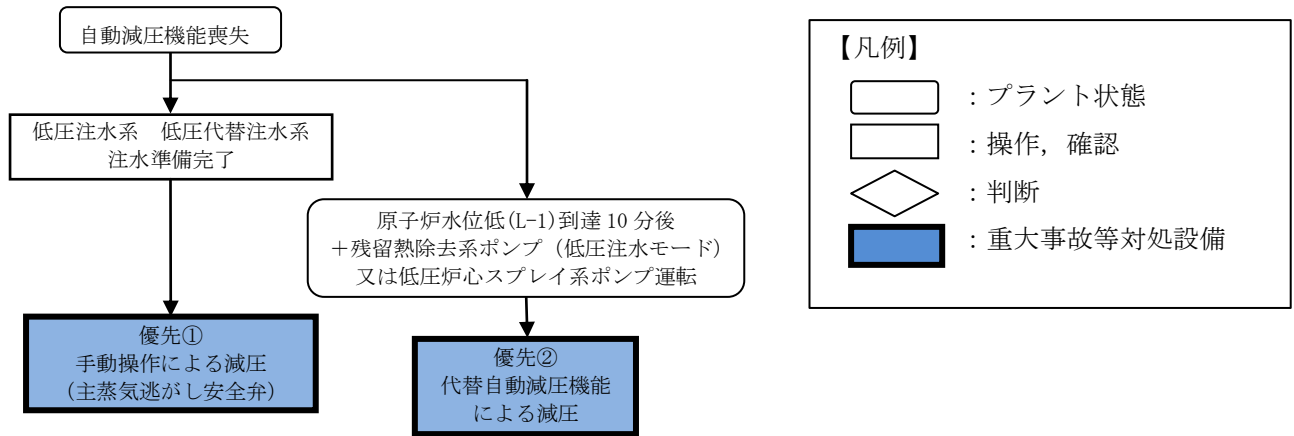
※3: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※4: 訓練実績に基づく保護具装着時間に見込んだ時間

※5: 訓練実績に基づく保護具装着時間, 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

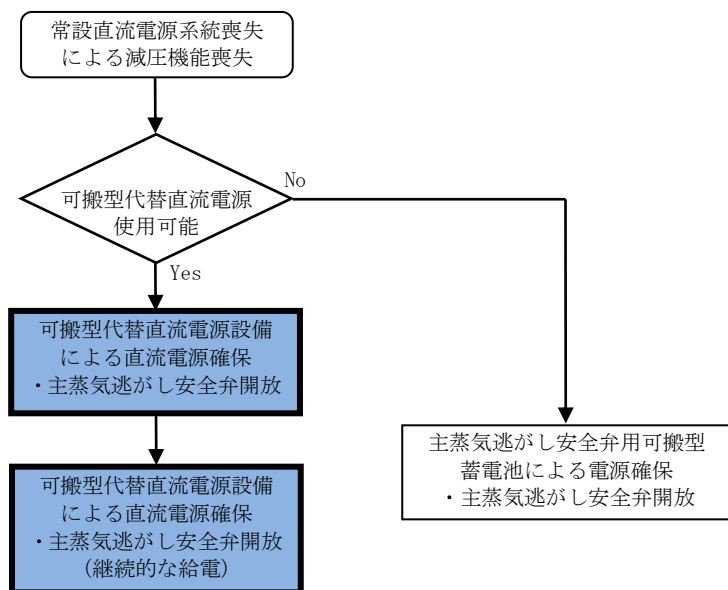
第 1.3.15 図 インターフェイズシステム LOCA 発生時の原子炉の減圧タイムチャート

(1) フロント系故障時の対応手段の選択

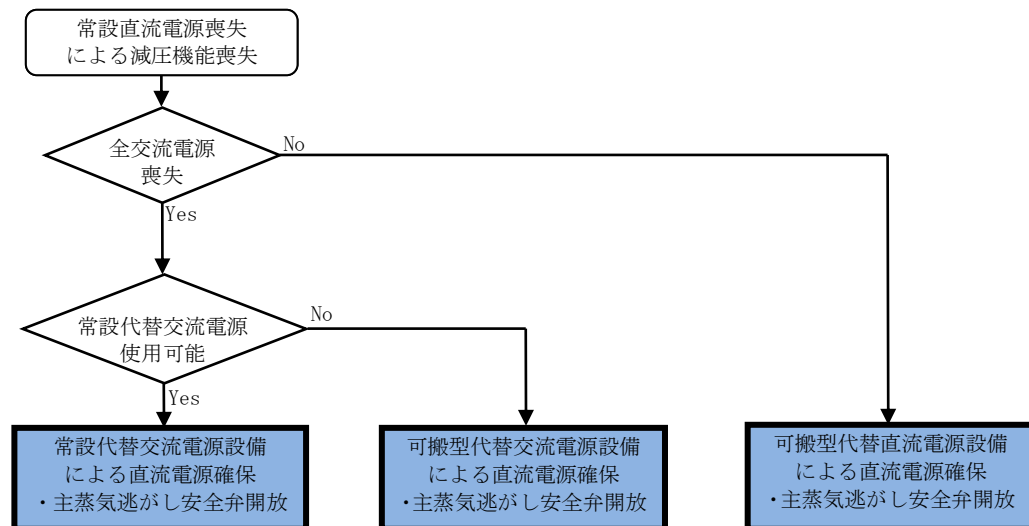


第 1. 3. 16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

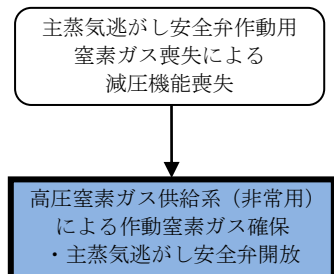
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/4)



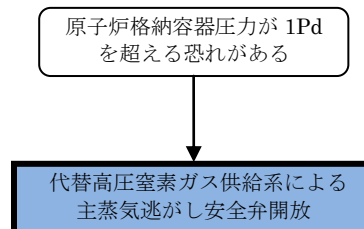
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (3/4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (4/4)



第 1.3.16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/4）

技術的能力審査基準（1.3）	番号	設置許可基準規則（46条）	技術基準規則（61条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第61条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
		<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を動作させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p>	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を動作させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p>	⑧
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を動作させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	②	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を動作させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を動作させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	⑨
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を動作させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	③	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を動作させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を動作させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	⑩
<p>c) 減圧用の弁が動作可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に動作すること。</p>	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に動作すること。</p>	⑪
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を動作させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	⑤			
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR） a) SGTR発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を動作させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWRの場合）</p>	—	—	—	—
<p>(4) インターフェイスシステムLOCA（ISLOCA） a) ISLOCA発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合）を動作させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/4）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
減圧の自動化	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	既設	① ⑦ ⑧	—	—	—	—	—	
	ATWS 緩和設備 (自動減圧系 作動阻止機能)	既設 新設							
	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付 A, C, E, H, J, L の 6 個)	既設							
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
手動操作による減圧	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑦	—	—	—	—	—	
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	所内常設蓄電式直流 電源設備	既設 新設							
	可搬型代替直流電源 設備	既設							
	常設型代替交流電源 設備	既設							
	可搬型代替交流電源 設備	既設							
主蒸気逃がし安全弁機能回復 可搬型代替直流電源設備による	可搬型代替直流電源 設備	新設	① ② ⑦ ⑨	主蒸気逃がし安全弁用 可搬型蓄電池接続による 主蒸気逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁 用可搬型蓄電池	可搬	95 分	3 名	自主対策 とする理 由は本文 参照
	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付)	既設			主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付)	既設			
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設			主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設			
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設			主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設			
	—	—			—	—			

※ 1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/4）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧窒素ガス （非常用）による 窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンベ	既設	① ③ ⑦ ⑩	-	-	-	-	-	
	高圧窒素ガス供給系 配管・弁	既設							
	主蒸気系 配管・弁	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	-	-							
主蒸気逃がし安全弁 の背圧対策	高圧窒素ガスポンベ	既設	① ④ ⑦ ⑪	-	-	-	-	-	
	ホース・弁	既設							
	代替高圧窒素ガス 供給系 配管・弁	既設							
	-	-							
代替直流電源設備 による復旧	可搬型代替直流電源 設備	新設	① ⑤ ⑦	代替直流電源設備 による復旧	125V 代替充電器盤用 電源車接続設備	常設 新設	※1	※1	自主対策 とする理 由は本文 参照
	可搬型代替交流電源 設備	新設			-	-			
	-	-			-	-			
代替交流電源設備 による復旧	常設代替交流電源 設備	新設	① ⑤ ⑦	-	-	-	-	-	
	可搬型代替交流電源 設備	新設							
	所内常設蓄電式直流 電源設備	既設 新設							
	-	-							

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

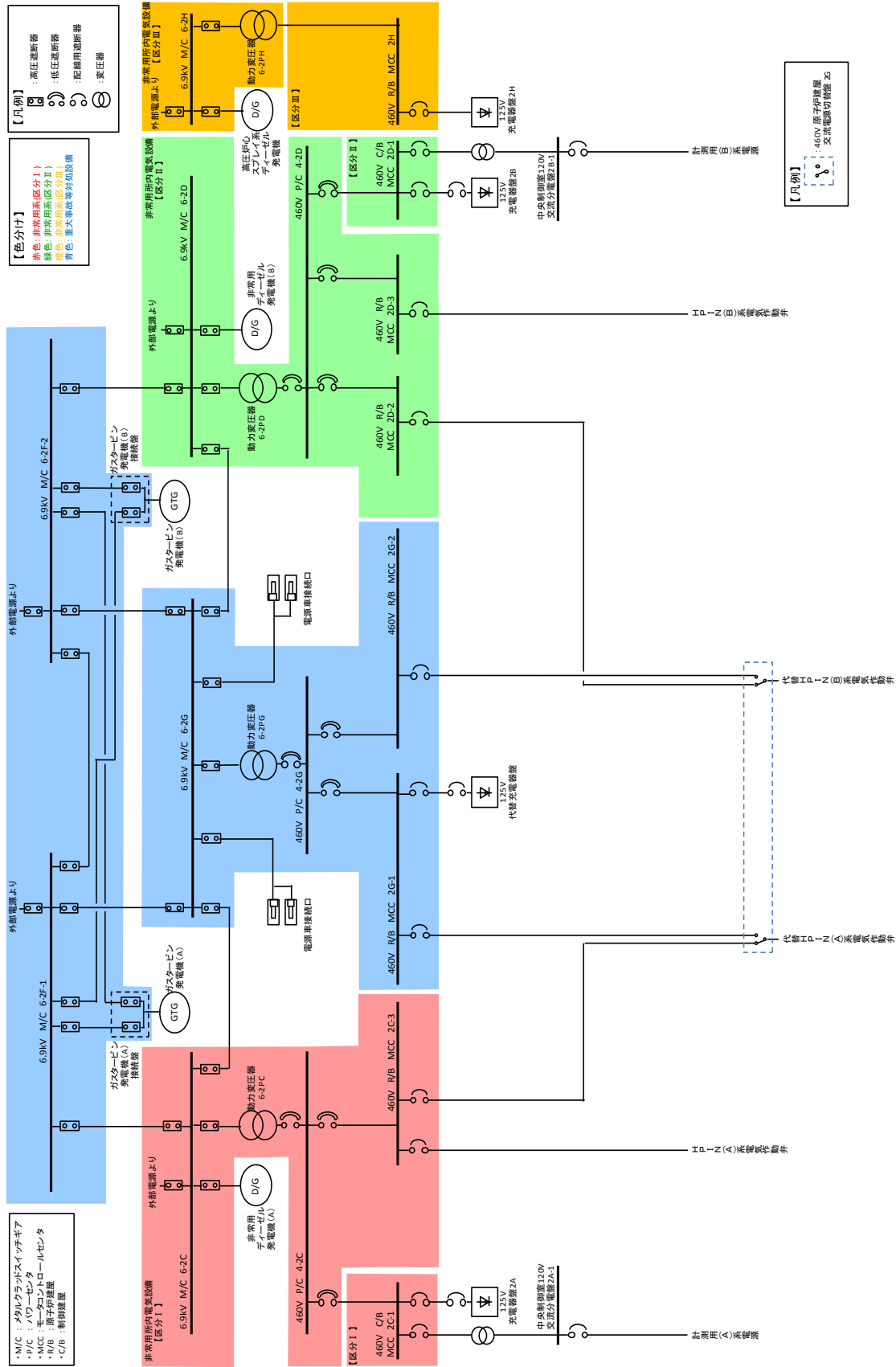
■：重大事故等対処設備

■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

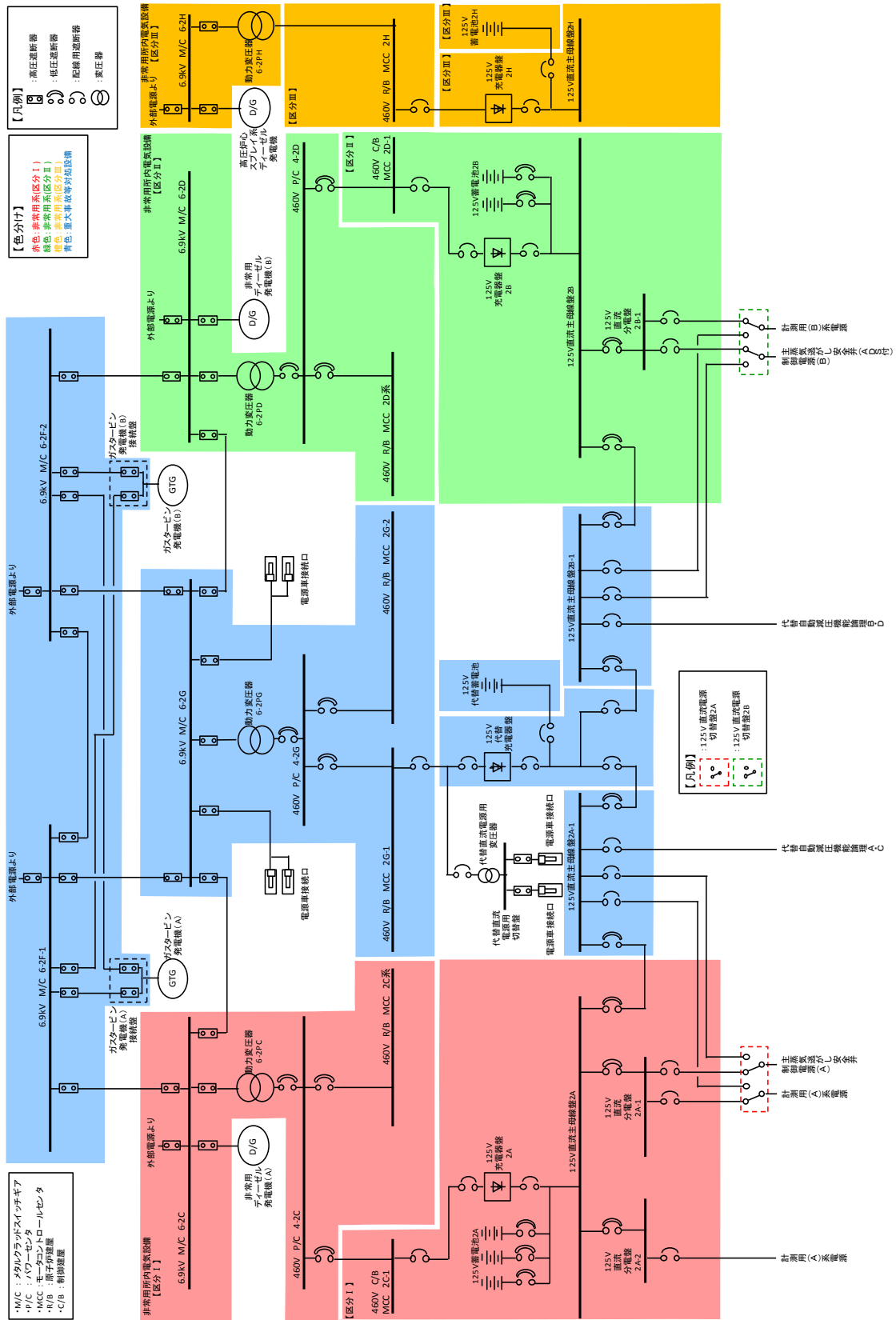
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑦	—	—	—	—	—	
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁用 アキュムレータ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
(インターフェースシステムLOCA発生時) 発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁用 アキュムレータ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
(インターフェースシステムLOCA発生時) 原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	HPCS注入隔離弁	既設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	
	—	—							
原子炉建屋原子炉区域内の 圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋 ブローアウトパネル	既設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	
	—	—							

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

a. 操作概要

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放して、発電用原子炉の減圧を実施する。なお、可搬型代替直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、125V 代替蓄電池にて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（減圧状況の確認含む）開放に必要な要員数及び時間は以下のとおり。（可搬型代替直流電源設備に関する手順等については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。）

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 50分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



系統構成

2. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

a. 操作概要

常設直流電源及び代替直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、中央制御室端子盤へ主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放する。

b. 作業場所

制御建屋 （非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（減圧状況の確認含む）開放に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：95分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。

操作性：通常の端子操作であり，容易に接続が実施可能である。

操作に必要な資機材は操作場所近傍に配備する。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

(1) 高圧窒素ガス供給系（非常用）へのライン切替え

a. 操作概要

HPIN 常用系格納容器入口圧力低警報が発生し、主蒸気逃がし安全弁の駆動源を確保する必要がある場合において、電気作動弁の電源が確保できず中央制御室の操作スイッチにて窒素ガスの供給ラインを高圧窒素ガス供給系（非常用）側へ切り替えることができない場合、現場での弁の手動操作により窒素ガスの供給ラインを切替える。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保のうち、高圧窒素ガス供給系（非常用）による供給のためのライン切替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名 (現場運転員 2 名)

想定時間 : 50 分 (訓練実績等)

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替え

a. 操作概要

発電用原子炉の減圧操作中及び減圧完了後の主蒸気逃がし安全弁開保持期間中に、主蒸気逃がし安全弁作動用の高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力低警報が発生した場合、高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替えを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁駆動源確保のうち、高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 35分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のボンベ切替え操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



系統構成



高圧窒素ガスボンベ



ポンベ切替え

4. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

a. 操作概要

代替高圧窒素ガス供給系より主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の排気ポートへ作動窒素ガスを供給することで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放し、発電用原子炉の減圧を実施する

b. 作業場所

原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 20 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設備設置工事のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1. 3-72

5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作（高圧炉心スプレイ系の場合）

(1) 高圧炉心スプレイ系の現場隔離操作

a. 操作概要

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離が必要となる。破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧し、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後は発電用原子炉を冷温停止状態に移行させ、破断箇所の隔離操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

c. 必要要員数及び操作時間

インターフェイスシステム LOCA 発生時の高圧炉心スプレイ系からの漏えい停止操作のうち移動、防護具装着、原子炉建屋内における隔離操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 70 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：現場環境が改善された状態での操作であり、自給式呼吸器及び耐熱服を確実に装着することにより事故環境下においても作業可能である。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



HPCS 注入隔離弁



耐熱服 (イメージ)



自給式呼吸器

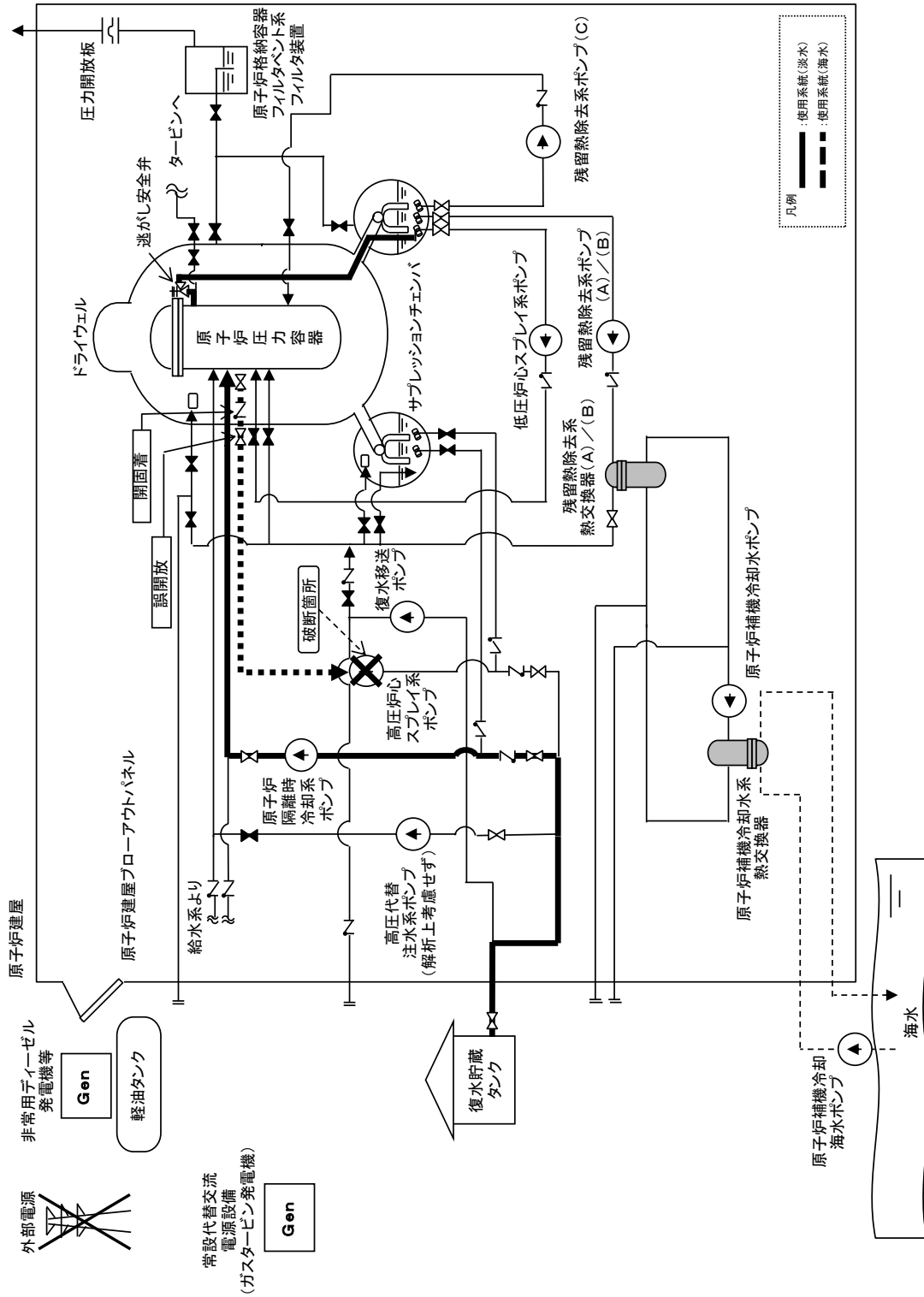


図1 格納容器バイパス（インターフェイシステム LOCA）時の重大事故等対策の概要図（1/4）
（原子炉注水）

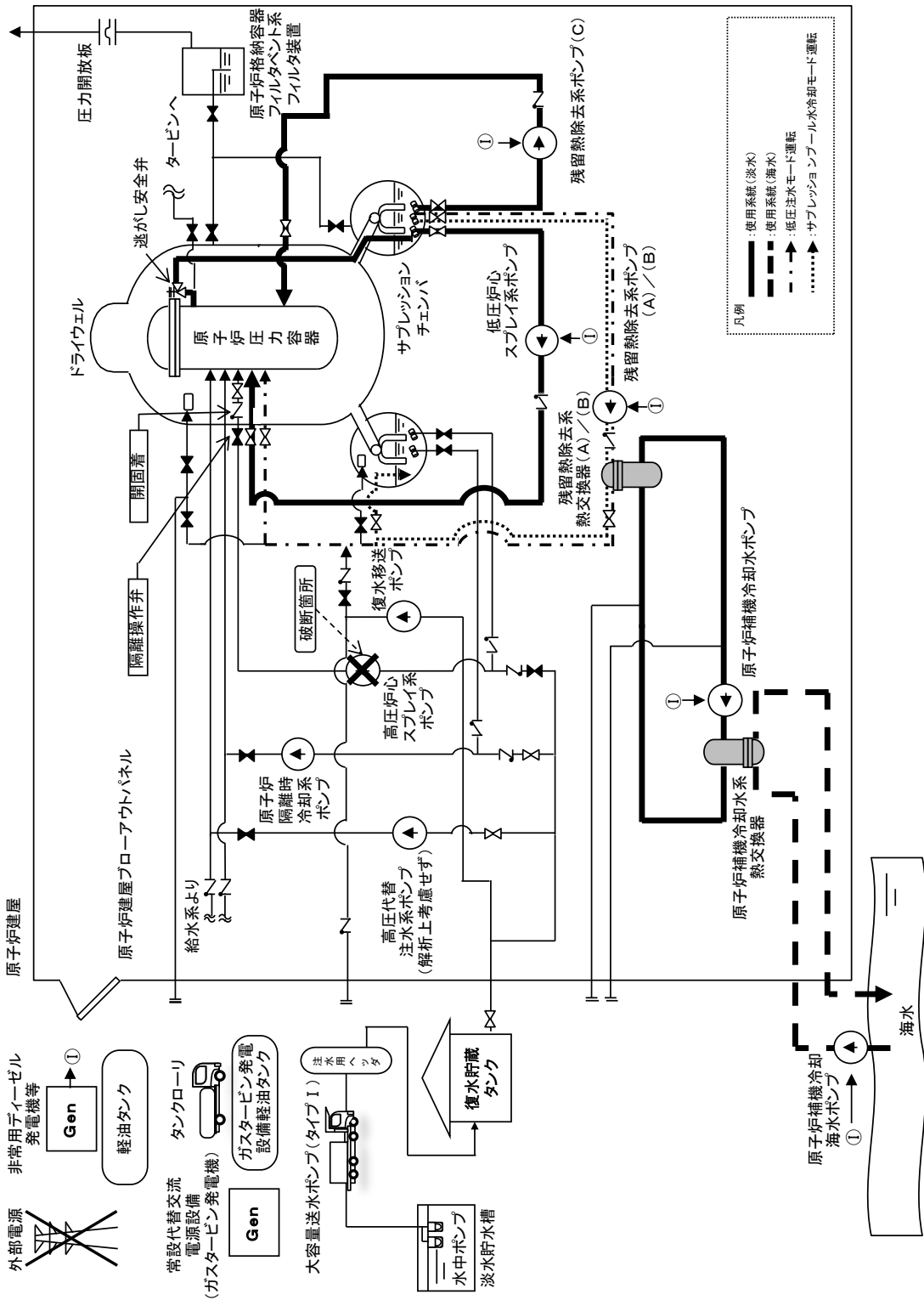


図3 格納容器バイパス (インターフェースシステム LOCA) 時の重大事故対策の概要図 (3/4)

(原子炉注水及び格納容器除熱)

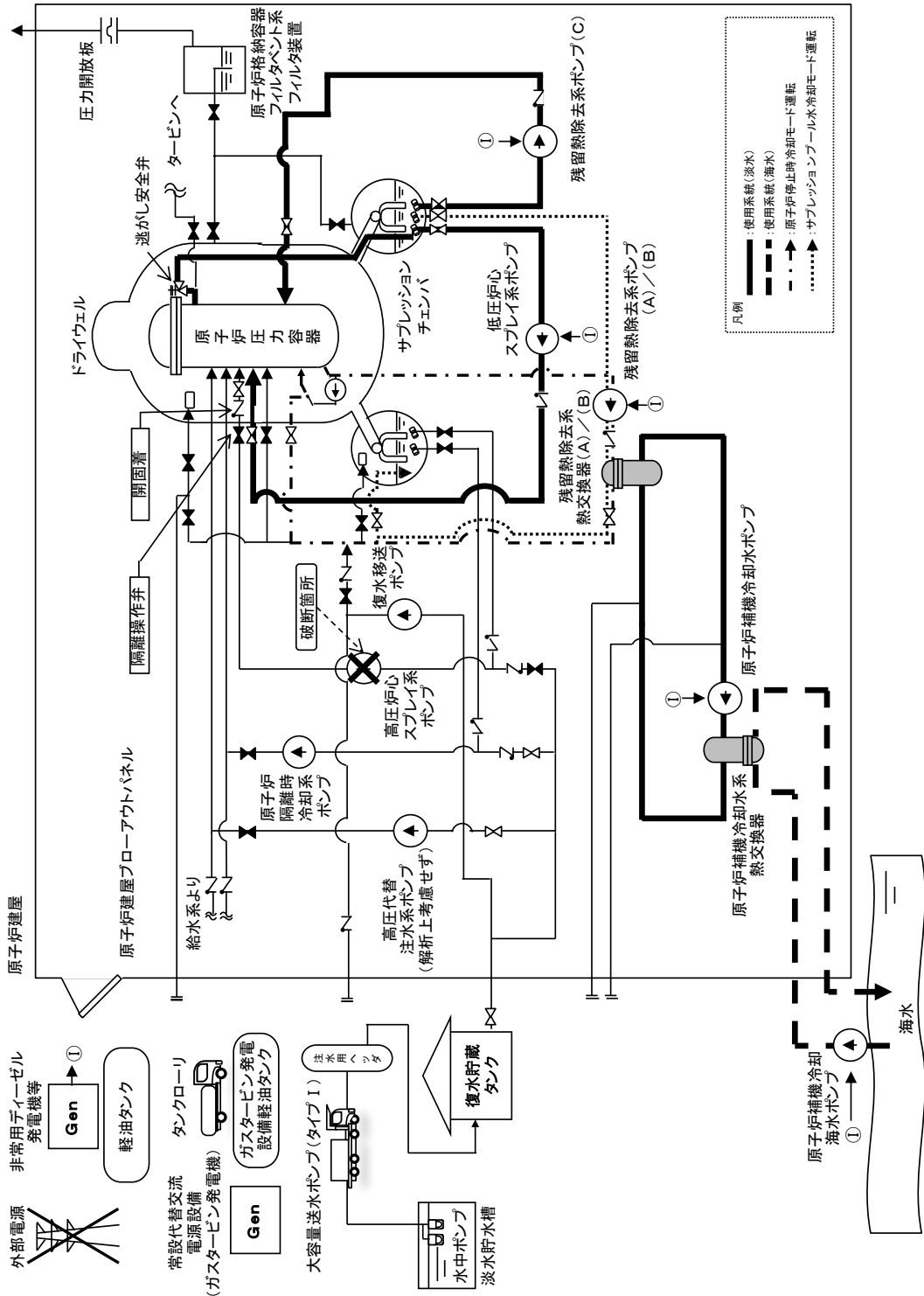


図4 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時の重大事故等対策の概要図（4/4）
 （原子炉注水，格納容器除熱及び原子炉冷却）

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境について

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、機能喪失による影響を踏まえ高圧炉心スプレイ系の低圧設計部であるポンプの吸込配管とする。ここでは、低圧設計部となっている配管及び弁、計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行い、破断面積の評価及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境への影響について評価する。

1. インターフェイスシステム LOCA における破断面積の設定

高圧炉心スプレイ系の電動弁開閉試験にて、注入配管の逆止弁が故障により開着、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心スプレイ系の低圧設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は約 23.3cm^2 である。

そこで、インターフェイスシステム LOCA における漏えい面積は、保守的な想定とはなるが原子炉注入配管の逆止弁のシート部のリーク面積を参考に、保守的に 35cm^2 を想定することとする。

2. 現場の想定

(1) 評価の想定と事故進展解析

今回想定する漏えい面積 (35cm^2) によりインターフェイスシステム LOCA が発生した場合の現場環境（原子炉建屋内）について、評価を行った。評価条件を表 1 に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図 1 に示す。事象進展解析（MAAP）の実施に際して主要な仮定を以下に示す。

前提条件：

外部電源なし、給水流量の全喪失、インターフェイスシステム LOCA 時漏えい面積 35cm^2 、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

事象進展：

弁誤開又はサーベランス時における全開誤操作（連続開）（この時、注入配管の逆止弁も同時に機能喪失）

- ・ 状況判断の開始（弁の開閉状態確認、漏えい検出、HPCS ポンプ入口／出口圧力、エリアモニタ指示値上昇）

事象発生直後：

原子炉自動スクラム

約 15 秒後：

原子炉隔離時冷却系自動起動

30 分後：

原子炉急速減圧及び残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

約 5 時間後：

インターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離

(2) 評価の結果

a. 温度・湿度・圧力の想定

主要なパラメータの時間変化を図 2 から図 4 に示す。

原子炉建屋内の温度は、事故発生直後は上昇するものの 30 分後に原子炉減圧実施後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする [] の温度も同様に、原子炉減圧実施後に低下し、事象発生 4 時間後には約 44℃程度で推移する。湿度については、破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、約 10 時間後以降低下する傾向にある。圧力については、破断直後に上昇するものの事象発生から約 1.6 分後に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。

b. 冷却材漏えいによる影響

インターフェイスシステム LOCA に伴う原子炉建屋内への原子炉圧力容器内からの漏えい量は、隔離される事象発生 5 時間後で約 450m³ であり、隔離操作のより早期の実施や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。

また、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系については、各ポンプ室の境界に水密扉を設置する等により区画化されているため、冷却材漏えいによる溢水の影響は受けない。

(3) 現場の線量率の想定について

a. 評価の想定

原子炉格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉圧力容器から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉棟内に放出される。

漏えいした冷却材中から気相へと移行される放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で現場の線量率について評価した。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

評価上考慮する核種は設計基準事故と同じものを想定し(詳細は表2参照), 全希ガス漏えい率 (f 値) については, 運転実績を踏まえ, 設計基準事故時の線量評価に用いる f 値の 10 分の 1 とした値 ($3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$) を適用する。

なお, 冷却材中に存在する放射性物質量は, 追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また, 現場作業時の内部被ばくによる影響は, 放射線防護具 (自給式呼吸器) を装備することにより低減できることから, ここでは外部被ばくのみを評価対象とした。

b. 評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は, 以下のサブマージョンモデルにより計算する。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{RB}} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

Q_{γ} : 原子炉建屋原子炉棟内放射エネルギー (Bq)

V_{RB} : 原子炉建屋原子炉棟内気相部容積 [$115,000 \text{m}^3$]

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線エネルギー吸収係数 [$3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$]

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$$

V_R : 評価対象エリア 気相部容積 [$5,100 \text{m}^3$]

c. 評価の結果

評価結果を図5に示す。外部被ばくは最大でも 9 mSv/h 程度 (事象発生 4 時間後において約 4 mSv/h) であり, 時間減衰によってその線量率も低下するため, 線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

なお, 事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部が原子炉建屋ブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが, 原子炉建屋ブローアウトパネルは中央制御室の外気取入口の反対側に設置されており, 中央制御室に大量の放射性物質が取り込まれることはないと考えられる (図6)。さらに, これらの事故時においては原子炉棟換気空調系排気放射線モニタ高信号により中央制御室換気空調系が隔離運転モードとなるため, 中央制御室にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

3. 現場の隔離操作

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1. 3-81

現場での高圧炉心スプレイ系隔離弁の隔離操作が必要となった場合、運転員は床漏えい検出器やサンプポンプの起動頻度増加等により現場状態を把握するとともに、換気空調系による換気や破断箇所からの蒸気の漏えいの低減（原子炉減圧や原子炉停止時冷却（実施可能な際において））等を行うことで現場環境の改善を行う。

現場の温度は、4時間程度で約44℃程度まで低下することから現場での隔離操作を実施する。

現場での隔離操作は約44℃から開始しているが、この作業環境における隔離操作（約35分）は、人身安全確保^{*}の観点からも実施可能である。

なお、現場での隔離操作時には保護具（耐熱服）を着用することとしており、温度による影響は緩和される。

※ 想定している作業環境（約44℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で3～4時間として知られている。

（出典：消費者庁 News Release（平成25年2月27日））

4. まとめ

2. 及び3. で示した評価結果より、インターフェイスシステム LOCA 発生による現場の温度上昇は小さく（4時間程度で約44℃程度）、また、現場線量率についても9mSv/h程度であることから現場操作の妨げとならず、また設備の機能も維持される。

したがって、炉心損傷防止対策として期待している原子炉隔離時冷却系等による炉心冷却、残留熱除去系による格納容器除熱等の機能も維持可能である。

なお、他の系統において漏えいが生じた場合においても、現場の温度上昇及び現場線量率は本評価結果と同程度になると考えられ、現場操作にて隔離が可能である。

表1 インターフェイスシステム LOCA 時における温度・湿度・圧力の評価条件

項目	内容	根拠
外部電源	外部電源なし	保守的条件とするための解析上の仮定
漏えい箇所		漏えいを想定した高圧炉心スプレイ系の低圧設計部（ポンプ、計装設備やフランジ部等）の設置場所
漏えい面積	高圧炉心スプレイ系ポンプ：35cm ²	実耐力を踏まえた評価を行った結果、25cm ² を超えないことを確認しているが、保守的に約35cm ² とする
事故シナリオ	インターフェイスシステム LOCA 発生と同時に給水流量の全喪失が発生し、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）到達後、自動スクラム	インターフェイスシステム LOCA の発生と同時に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）のうち、水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失が発生することを想定
	原子炉水位が原子炉水位低（レベル2）に到達する事象発生約15秒後、原子炉隔離時冷却系自動起動	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定
	事象発生30分後に急速減圧（逃がし安全弁2個）	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間に余裕時間を考慮し、設定
	事象発生45分後に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱	減圧実施によるサブプレッションプール水温上昇を抑えるための操作を想定
	事象発生約5時間後にインターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定
原子炉建屋への流出経路条件	原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない
評価コード	MAAP4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝搬経路を想定
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない
建屋内ヒートシンク	アクセスルートに対してのみ、天井、床及び壁のコンクリートについて考慮 機器及びその他の区画については考慮せず	アクセスルートについては、温度を現実的な評価とするために、天井、床及び壁について現実的に設定
原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）	インターロック設定値
主蒸気隔離弁	原子炉水位低（レベル2）	インターロック設定値
原子炉隔離時冷却系の水源	復水貯蔵タンク	原子炉隔離時冷却系の第一水源
復水貯蔵タンクの水温	40℃	復水貯蔵タンク水温の実績（月平均値）を踏まえて設定
原子炉建屋ブローアウトパネル開放圧力	4.4kPa[gage]	原子炉建屋ブローアウトパネル設計値

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表2 インターフェイスシステム LOCA 時の追加放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γ線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	原子炉建屋への放出量 (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値) (Bq)
I-131	2.84	8.60×10 ⁻²	0.381	3.70×10 ¹²	約 2.81×10 ¹²
I-132	4.21	7.30	2.253	約 5.48×10 ¹²	約 2.12×10 ¹³
I-133	6.77	8.00×10 ⁻¹	0.608	約 8.82×10 ¹²	約 1.05×10 ¹³
I-134	7.61	1.90×10 ¹	2.750	約 9.91×10 ¹²	約 3.67×10 ¹³
I-135	6.41	2.52	1.645	約 8.35×10 ¹²	約 2.61×10 ¹³
Br-83	0.53	6.96	0.0075	約 6.90×10 ¹¹	約 8.96×10 ⁹
Br-84	0.97	3.14×10 ¹	1.742	約 1.26×10 ¹²	約 2.29×10 ¹²
Mo-99	6.13	2.49×10 ⁻¹	0.16	約 7.99×10 ¹²	約 2.54×10 ¹²
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	約 7.04×10 ¹²	約 1.73×10 ¹²
ハロゲン等合計	—	—	—	約 5.32×10 ¹³	約 1.04×10 ¹⁴
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	約 1.38×10 ¹²	約 5.71×10 ⁹
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	約 3.41×10 ¹²	約 1.00×10 ¹²
Kr-85	0.29	1.77×10 ⁻⁴	0.0022	約 2.25×10 ¹¹	約 9.91×10 ⁸
Kr-87	2.54	1.31×10 ¹	0.793	約 6.62×10 ¹²	約 7.99×10 ¹²
Kr-88	3.58	5.94	1.950	約 9.33×10 ¹²	約 3.21×10 ¹³
Xe-131m	0.04	5.82×10 ⁻²	0.020	約 1.04×10 ¹¹	約 4.16×10 ⁹
Xe-133m	0.19	3.08×10 ⁻¹	0.042	約 4.95×10 ¹¹	約 4.13×10 ¹⁰
Xe-133	6.77	1.31×10 ⁻¹	0.045	約 1.76×10 ¹³	約 1.58×10 ¹²
Xe-135m	1.06	6.38×10 ¹	0.432	約 2.76×10 ¹²	約 6.32×10 ¹¹
Xe-135	6.63	1.83	0.250	約 1.73×10 ¹³	約 8.31×10 ¹²
Xe-138	6.28	7.04×10 ¹	1.183	約 1.64×10 ¹³	約 8.92×10 ¹²
希ガス合計	—	—	—	約 7.56×10 ¹³	約 6.06×10 ¹³
ハロゲン等+希ガス合計	—	—	—	約 1.29×10 ¹⁴	約 1.65×10 ¹⁴

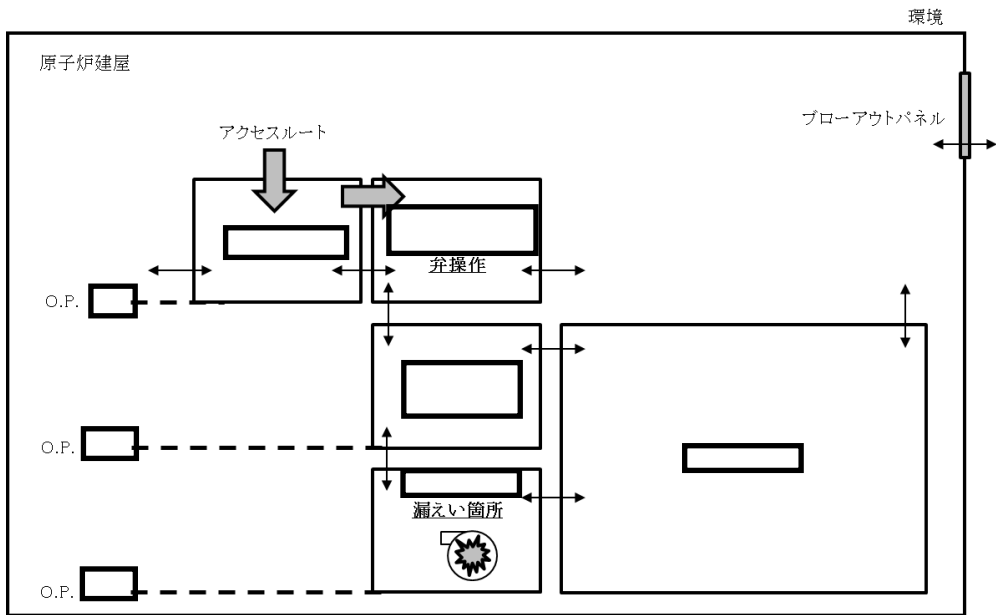


図1 インターフェイスシステム LOCA における原子炉建屋ノード分割モデル

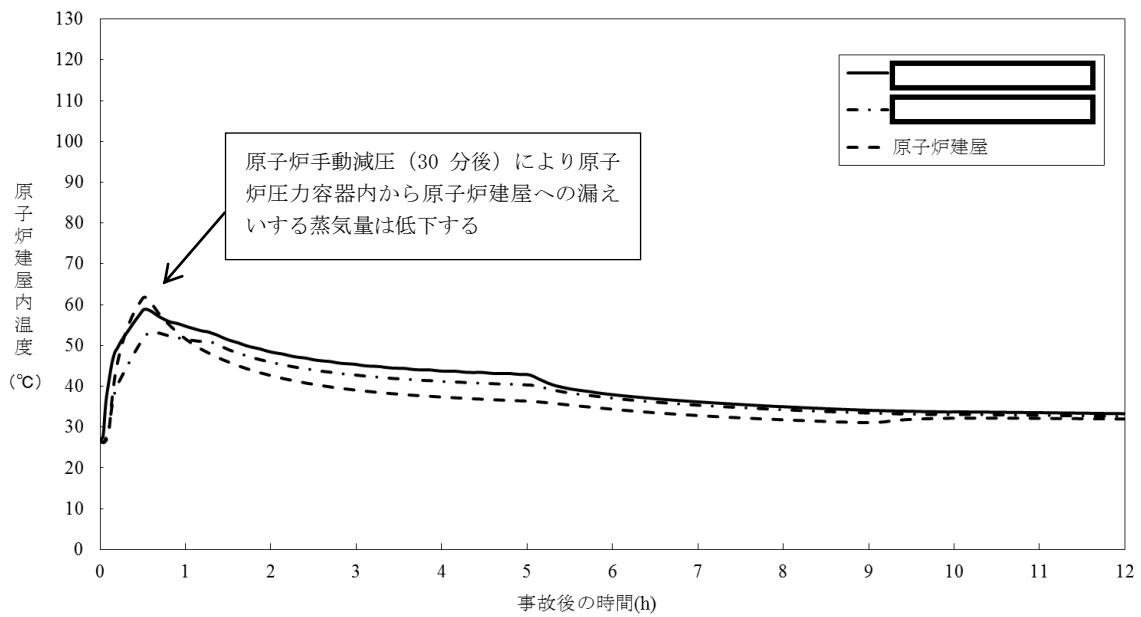


図2 原子炉建屋内の温度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1. 3-85

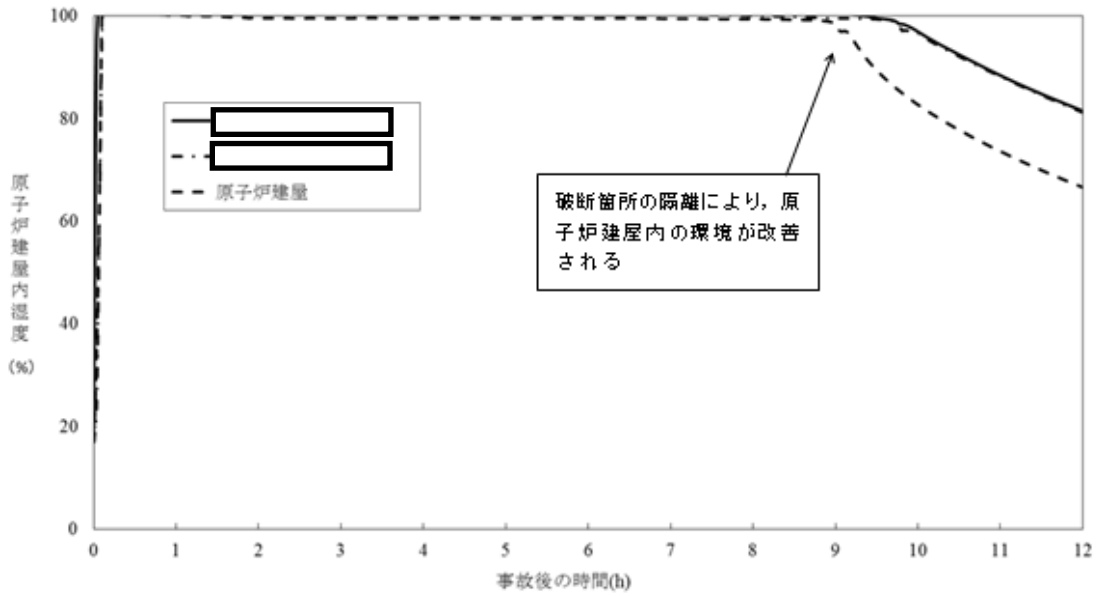


図3 原子炉建屋内の湿度の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

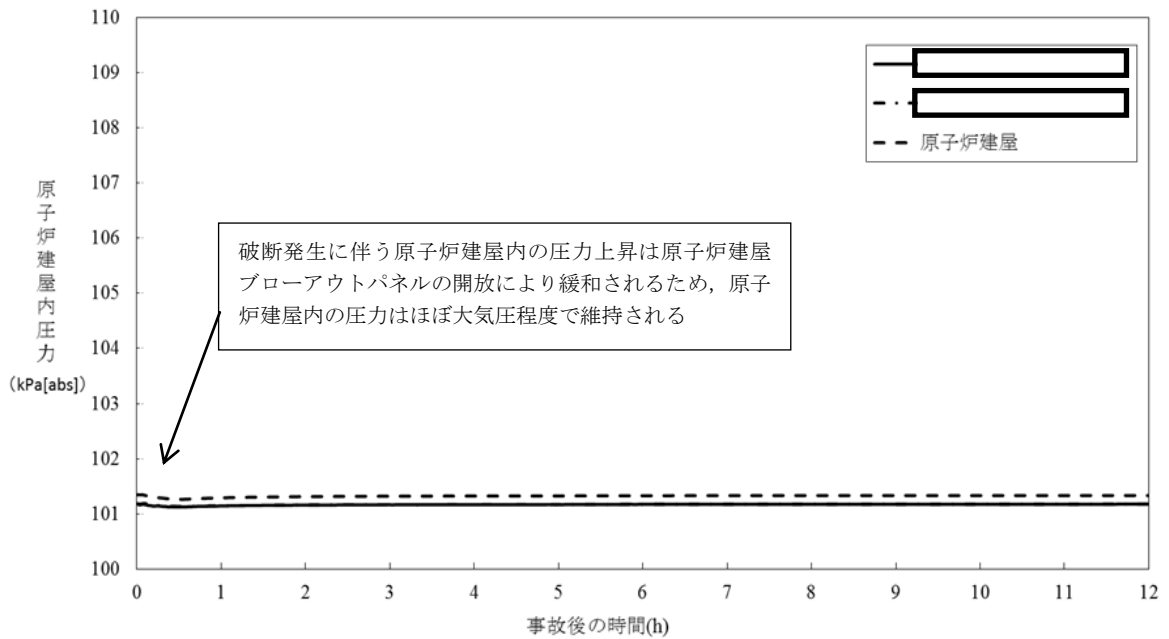


図4 原子炉建屋内の圧力の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

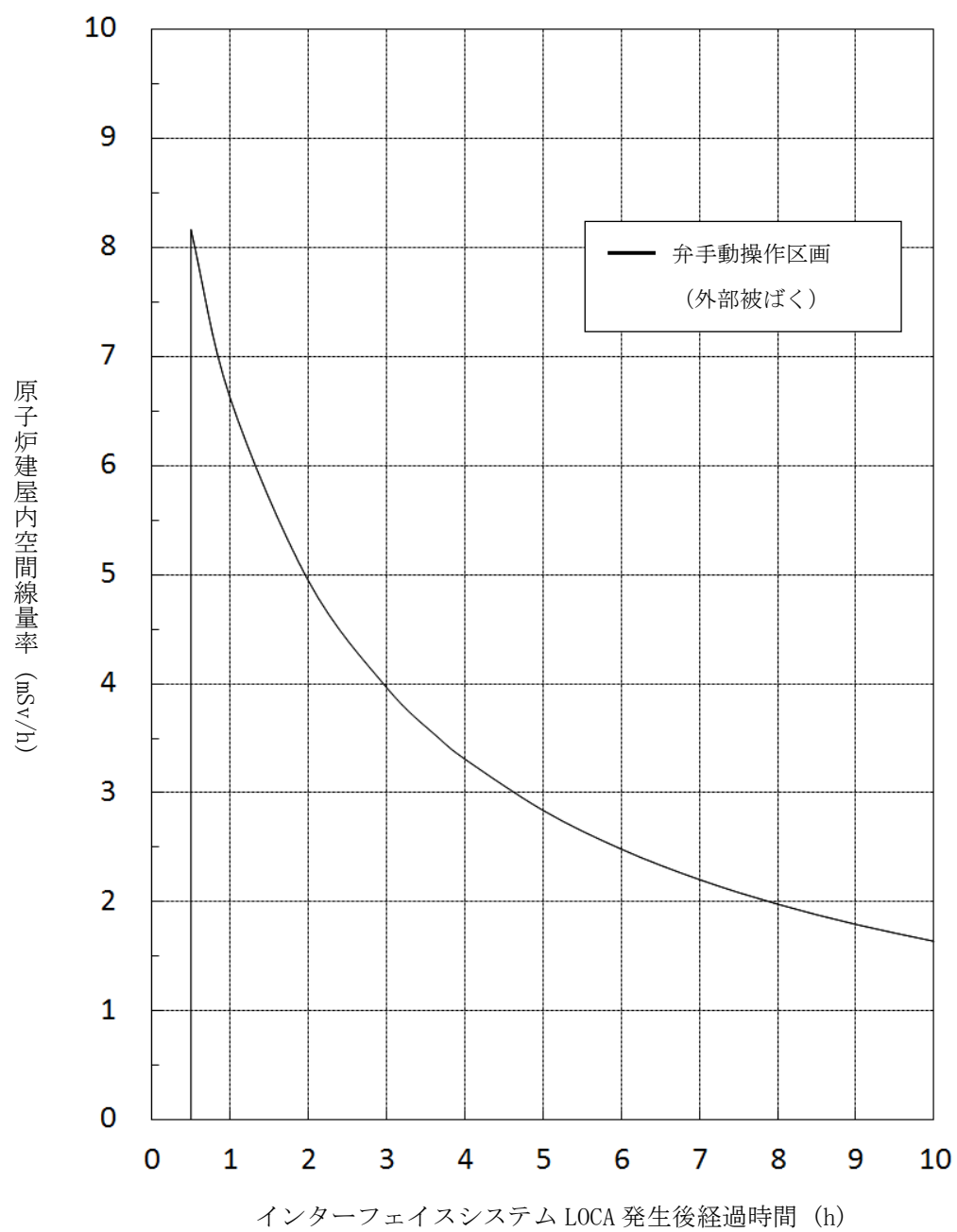
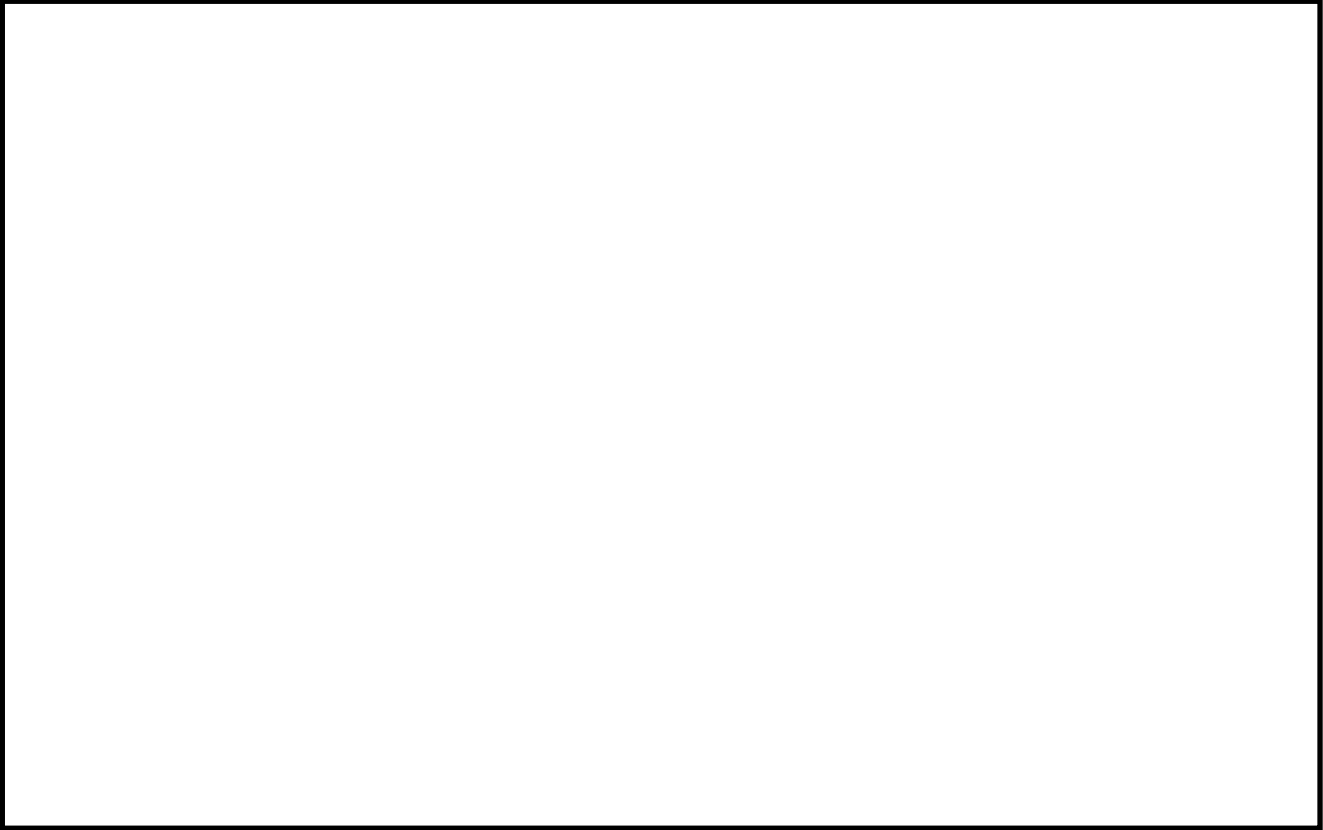
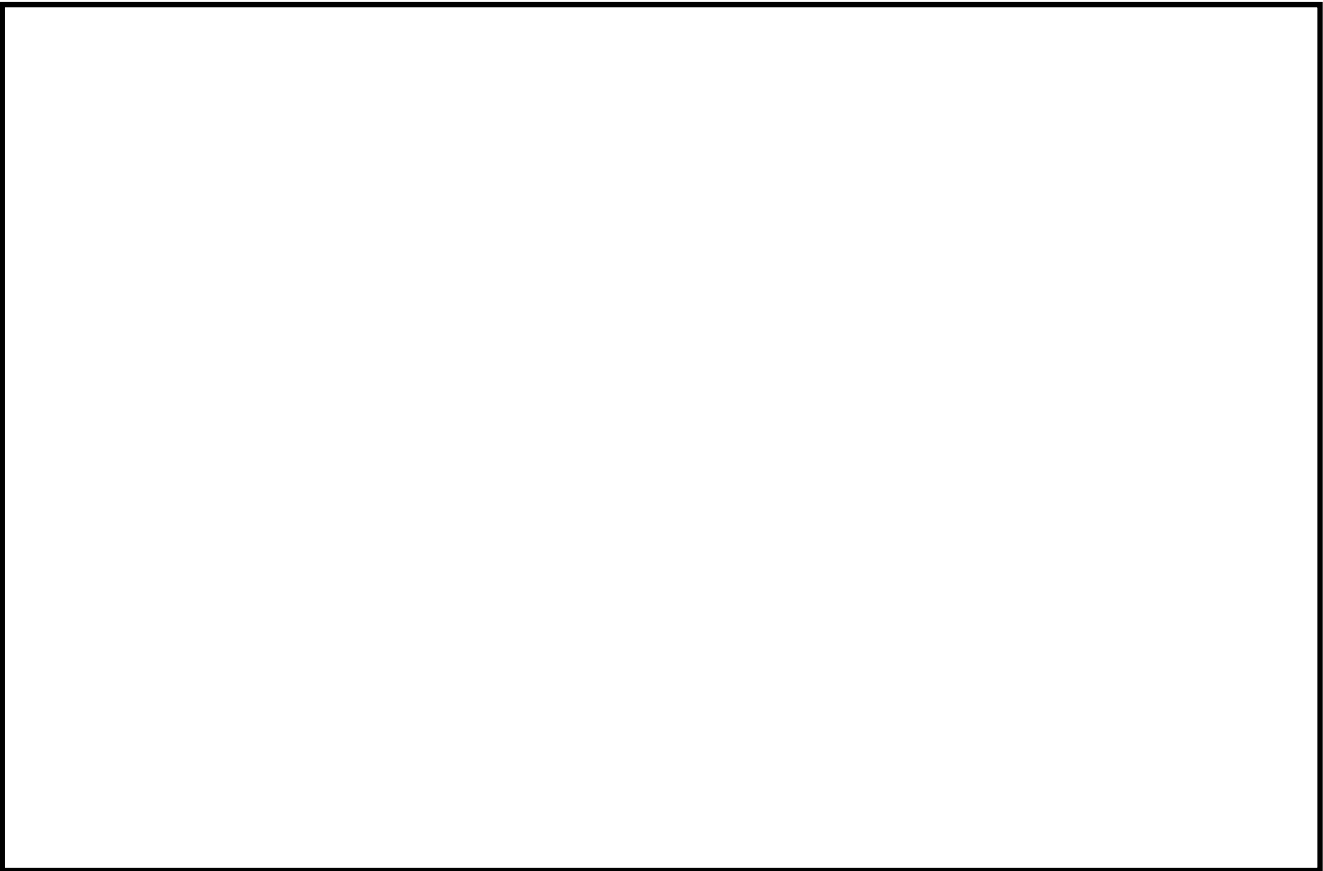


図5 原子炉建屋内線量率の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



(a) 平面図



(b) 断面図

図6 原子炉建屋／中央制御室の配置と換気口・原子炉建屋ブローアウトパネルの位置関係

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1. 3-88

インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について

(1) インターフェイスシステムLOCA発生時の判断について

インターフェイスシステムLOCA（以下「ISLOCA」という。）の発生は、以下のパラメータ変化や警報の発生を総合的に確認することで判断が可能である。

なお、ISLOCAの破断口の大きさにより漏えい量と給水流量がバランスし、原子炉圧力および原子炉水位が変動しない可能性があるが、他のパラメータ変化や警報の発生により判断が可能である。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位
- ・ECCS系統圧力
- ・漏えい検出系温度
- ・床漏えい警報
- ・エリア・ダスト放射線モニタ
- ・火災警報
- ・R/A HCWサンプルポンプ運転回数

(2) ISLOCA、格納容器内でのLOCAの判別について

ISLOCA、格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較を表1に示す。

表1に示すとおり、原子炉圧力、原子炉水位の変動は同様の挙動を示すものの、格納容器内外のパラメータ変化に相違が見られ、ISLOCAと判別することが可能である。

表1 ISLOCAと格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較

	各パラメータ・警報	ISLOCA	格納容器内でのLOCA
原子炉パラメータ	原子炉圧力	変動*	変動*
	原子炉水位	変動*	変動*
格納容器内パラメータ	格納容器圧力	変化なし	上昇
	格納容器内温度	変化なし	上昇
	格納容器内雰囲気放射線モニタ	変化なし	上昇
	格納容器内ダスト放射線モニタ	変化なし	上昇
	D/W HCWサンプル水位	変化なし	上昇
格納容器外パラメータ	ECCS系統圧力	上昇	変化なし
	漏えい検出系温度高警報	発生	発生なし
	床漏えい警報	発生	発生なし
	エリア・ダスト放射線モニタ	上昇	変化なし
	火災警報	発生	発生なし
	R/A HCWサンプルポンプ運転回数	増加	変化なし

※漏えい量により変動しない場合がある。

(3) ISLOCAの漏えい場所（エリア）特定方法について

非常用炉心冷却系の機器・低圧配管等が設置されている各非常用炉心冷却系ポンプ室には床漏えい検出器，ダストモニタ，火災警報を設置しており，ISLOCA発生時には警報やパラメータ変化により漏えい場所（エリア）の特定が可能である。

また，トーラス室，残留熱除去系熱交換器室等のエリアにも各検出器が設置されているため特定が可能である。

高圧炉心スプレイ系の漏えい確認設備概要を図1に示す。

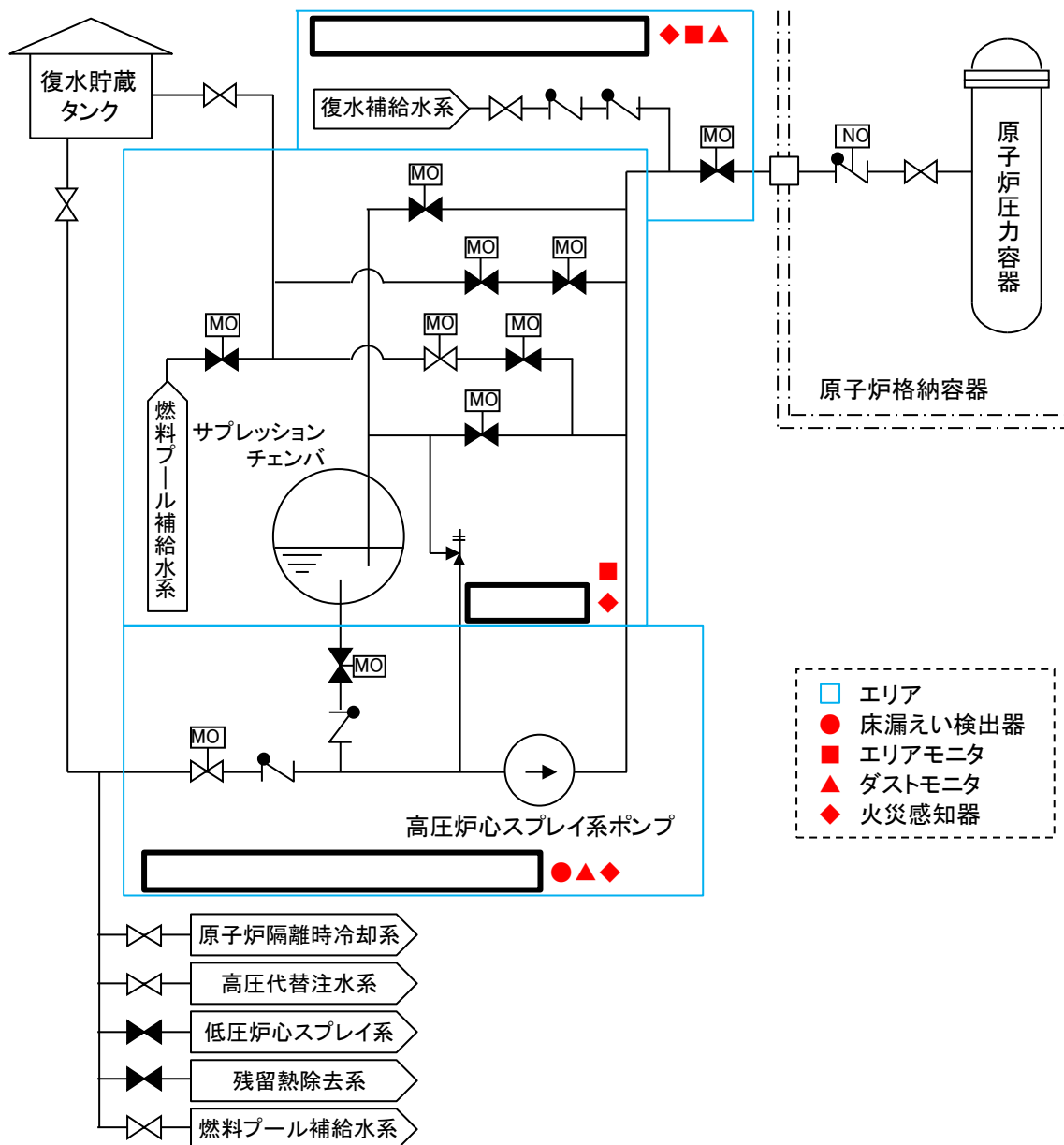


図1 高圧炉心スプレイ系漏えい確認設備概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

低圧代替注水系（常設）注水準備完了にて
発電用原子炉を急速減圧する条件及び理由について

発電用原子炉を急速減圧する際は、低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプ 2 台による原子炉圧力容器への注水準備完了を基本とするが、以下のケースにおいては原子炉圧力容器への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみであっても発電用原子炉の急速減圧操作を実施する。

1. 低圧代替注水系以外の注水手段がない場合

【判断基準】

高圧注水系の不調等により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）～原子炉水位高（レベル 8）に維持不可で原子炉圧力容器内の水位が低下している場合は、著しい炉心損傷の抑制を目的として、原子炉圧力容器への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみであっても急速減圧操作を実施する。

【理由】

有効性評価においては、給水系及び復水系の全喪失、並びに高圧及び低圧注水機能の喪失により原子炉圧力容器内の水位が低下した場合において、急速減圧を実施しているが、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 2 台が準備できた場合を想定している。

この場合、低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器への注水を開始することにより、炉心損傷を防止できることが確認されている。

一方、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみが準備できた場合において急速減圧を実施した場合、炉心損傷の防止はできないが、著しい炉心損傷の抑制が期待できる。

特に発電用原子炉の停止からの経過時間が長くなるほど、崩壊熱が小さく、原子炉圧力容器内の水位を維持するために必要となる注水量が少なくなることから、著しい炉心損傷の抑制効果は大きい。

以上

解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容		解釈
1.3.2.1	フロント ライン系故障時の対 応手順	(1)代替減圧	a. 手動操作による減圧 能付)の開操作が可能	主蒸気逃がし安全作動用窒素ガスが確保(高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が圧力低警報値()以上)され、かつ作動電磁弁が正常(電磁弁電源断警報なし)な状態
1.3.2.2	サポート 系故障時の対応手順	(1)常設直流電源系 統喪失時の減圧	a. 可搬型代替直流電源 設備による主蒸気逃が し安全弁(自動減圧機能 付)開放 b. 主蒸気逃がし安全弁 用可搬型蓄電池による 主蒸気逃がし安全弁(自 動減圧機能付)開放	高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値 が低警報設定値()以上確保さ れている場合
		(2)主蒸気逃がし安 全弁作動窒素ガス 喪失時の減圧	a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用)による主蒸気 逃がし安全弁駆動源確 保	高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値 が低警報設定値()以上確保さ れている場合
			高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器 器入口圧力低警報が発生した場合	HPIN 常用系原子炉格納容器入口圧力低警報 ()以下)が発生している場合
			高圧窒素ガス供給系窒素ガスボン ベ出口圧力低警報が発生した場合	HPIN 窒素ガスボンベ出口圧力低警報 ()以下)が発生している場合

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1. 3. 2. 2 サポート 系故障時の対応手順	(1) 常設直流電源系 統喪失時の減圧	a. 可搬型代替直流電源 設備による主蒸気逃が し安全弁開放	所内常設蓄電式直流電源設備によ る給電から 125V 代替蓄電池によ る給電への切替え操作を実施 高圧窒素ガスボンベ出口圧力指示 値が規定値以上 原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気 逃がし安全弁による減圧完了圧力 となる	125V 直流主母線盤 2A 及び 2B から 2A-1 及び 2B-1 への給電ラインを切り離し、代替蓄電池による給 電へ切り替えるように遮断器操作を実施 高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値 が [] 以上 原子炉圧力容器内の圧力が [] に到 達する
	(2) 主蒸気逃がし安 全弁作動窒素ガス 喪失時の減圧	b. 主蒸気逃がし安全弁 用可搬型蓄電池による 主蒸気逃がし安全弁開 放	原子炉系プロセス計装盤 (A) 中央制御室端子盤 高圧窒素ガスボンベ出口圧力指示 値が規定値以上 原子炉圧力が主蒸気逃がし安全弁 による減圧完了圧力となる	H11-P613-1 H21-P801, H21-P808 高圧窒素ガス供給系窒素ボンベ出口圧力指示値 が [] 以上 原子炉圧力が [] に到達する
	(3) 主蒸気逃がし 安全弁背圧を考慮 した減圧	a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気 逃がし安全弁駆動源確 保 a. 代替高圧窒素ガス供 給系による主蒸気逃が し安全弁開放	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 指示値が規定圧力 高圧窒素ガス供給系窒素ガスボン ベ出口圧力低警報 高圧窒素ガスボンベの作動窒素ガ ス供給圧力指示値が規定値 原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気 逃がし安全弁による減圧完了圧力 となる	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が [] 以上 高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力低 警報 ([] 以下) 代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (A) 入口圧力指示値が [] 以上 原子炉圧力容器内の圧力が [] に到 達する

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.3.2.3 インターフェイスシステム LOCA発生時の対応手順	(1) EOP「原子炉建屋制御」	原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となる	原子炉圧力容器内の圧力が	に到
		原子炉建屋放射能レベル及び燃料取替エリア放射能レベルが制限値以下	「原子炉建屋原子炉棟排気放射能高高」 「燃料取替エリア放射能高高」警報が発生していないこと	
		原子炉圧力容器内の水位を TAF から TAF+1000mm の間で維持する	漏えい箇所に応じ炉心スプレイスパーージャ等の高さ以下に水位を維持することで漏えい量を抑制する ただし、炉心冷却維持のため TAF 以下にならない範囲で制御する	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P54-M0-F069A, B	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B)	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
P54-M0-F060A, B	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A), (B)	中央制御室 原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P54-M0-F104A (B)	代替 HPIN 第一隔離弁 (A), (B)	中央制御室
P54-F090A (B)	高压窒素ガスボンベ安全弁出口ライン止め弁 (A), (B)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P54-F1008A (B)	代替 HPIN 窒素ガスボンベ供給止め弁 (A), (B)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
F54-F1007A (B)	代替 HPIN 窒素ガスボンベ供給弁 (A), (B)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P54-F101A (B)	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A), (B)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P54-M0-F105A-1, A-2 (B-1, B-2)	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1, 2), (B-1, 2)	中央制御室

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

< 目次 >

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

c. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a. 低圧代替注水

- (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 - (c) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順
- (1) フロントライン系故障時の対応手順
 - a. 低圧代替注水
 - (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水
 - (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水
 - (c) ろ過水ポンプによる原子炉压力容器への注水
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
 - (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
- (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水
 - (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水
 - (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱
- 1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.4.3 重大事故等対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
2. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

添付資料 1.4.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する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必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却
 - a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。
 - (2) 復旧
 - a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、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による冷却機能である。

また、発電用原子炉停止中において、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は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能である。

これらの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対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し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の設計基準事故対応設備として、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系を設置している。

発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対応設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。

これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、これらを重大事故等対応設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対応に用いるが、設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対応設備を選定する（第1.4.1図）。

また、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対応設備を選定する。

重大事故等対応設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備*を選定する。

※自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対応設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対応設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等の対応に用いる。

残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ

- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サプレッションチェンバ
- ・低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・原子炉圧力容器
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障を想定する。

さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.4.1 表に整理する。

a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水移送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 補給水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 A 系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 B 系 配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・ 燃料プール補給水系 弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 補給水系 配管
- ・ 直流駆動低圧注水系 配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ
- ・ 燃料プール補給水系 弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(iii) ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却

ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、残留熱除去系 A 系配管・弁、高圧炉心スプレー系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、直流駆動低圧注水ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管、直流駆動低圧注水系配管・弁、高圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ、燃料プール補給水系弁、原子炉压力容器、常設代替直流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.4.1）

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

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

- ・ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

- ・残留熱除去系 B 系 配管・弁

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を使用する場合には、残留熱除去系 A 系配管と同等の流量は確保できないが、残留熱除去系 A 系注入配管からの注水ができない場合に、発電用原子炉を冷却する手段とし

て有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。

常設代替交流電源設備を用いて電源の供給を継続並びに原子炉補機代替冷却水系として用いる大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへ燃料を補給し、冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

なお、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、「b. (b) i. 復旧」にて整備する。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッションチェンバ
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

また、残留熱除去系ポンプ、サプレッションチェンバ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

(添付資料 1. 4. 1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプにより残存した溶融炉心を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水移送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 補給水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 A 系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 B 系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・ 燃料プール補給水系 弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・ 淡水貯水槽（No. 1）
- ・ 淡水貯水槽（No. 2）
- ・ ホース延長回収車
- ・ ホース・注水用ヘッダ・接続口

- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(iii) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却

ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、残留熱除去系 A 系配管・弁、高圧炉心スプレー系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

(添付資料 1. 4. 1)

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

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

- ・ 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁

残留熱除去系 A 系配管からの注水と同等の流量は確保できないが、スプレイ水による原子炉気相部の冷却効果が期待できるため、設備が健全であれば残存熔融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・ 残留熱除去系 B 系 配管・弁

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を使用する場合には、残留熱除去系 A 系配管と同等の流量は確保できないが、設備が健全であれば残存熔融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・ ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、残存した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低压代替注水

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低压注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低压炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

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

なお、発電用原子炉停止中における低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の残留熱除去系 B 系配管を使用する場合の注水能力は、残留熱除去系 A 系配管を使用した場合と同様である。

また、発電用原子炉停止中における低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水ポンプ）を使用する場合は、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）と同等の流量は確保できないが、発電用原子炉を冷却する手段として有効であるため、自主対策設備として位置付ける。

以上の設備により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備

である残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。

常設代替交流電源設備を用いて電源の供給を継続並びに原子炉補機代替冷却水系として用いる大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへ燃料を補給し、冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

また、残留熱除去系ポンプ、原子炉再循環系配管・ジェットポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁及び原子炉補機冷却水系（原子炉

補機冷却海水系を含む)は重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置付ける。

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

(添付資料 1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。

c. 手順等

上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書(徴候ベース)、非常時操作手順書(シビアアクシデント)、非常時操作手順書(プラント停止中)、非常時操作手順書(設備別)及び重大事故等対応要領書に定める(第1.4.1表)。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する(第1.4.2表、第1.4.3表)。

(添付資料 1.4.2)

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

復水給水系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への代替注水を同時並行で準備する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、上記代替注水手段のうちポンプ1台以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、交流電源が確保されている場合にあつては、上記代替注水手段のうち低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低圧代替注水系（可搬型）1系以上を起動し、全交流動力電源が喪失している場合にあつては、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。

原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した代替注水手段のうち、低圧代替注水系（可搬型）、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、ろ過水ポンプの順で選択する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.3図に、概要図を第1.4.7図に、タイムチャートを第1.4.8図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系

(常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。

② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{※1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{※2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。

※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水圧系ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。

※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。

④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作 (復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作) を実施する。

⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプ (2 台) の起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁及び RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の全開操作を実施する。

⑥^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁及び RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の全開操作を実施する。

⑦ 発電課長は、注水のための系統構成完了を確認後、運転員に原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの出口圧力以下であることを確認後、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水開始の確認を指示する。

⑧^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の調整開操作を実施する。

⑧^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の調整開操作を実施する。

⑨^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レ

ベル 8) の間で維持する。

⑨^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失している場合において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.2 図及び第 1.4.3 図に、概要図を第 1.4.9 図に、タイムチャートを第 1.4.10 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、系統構成として、HPCS 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、FPMUW ポンプ吸込弁の全開操作並びに直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁及び直流駆動低圧注水系流量調整弁の全開操作を実施する。

- ⑤ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水ポンプの起動操作を実施し、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑥ 発電課長は、注水のための系統構成完了を確認後、運転員に原子炉圧力容器内の圧力が直流駆動低圧注水ポンプの出口圧力以下であることを確認後、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始の確認を指示する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水系流量調整弁の調整開操作を実施する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。
なお、原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位高（レベル 8）に到達後、原子炉圧力容器への注水を停止する。その後、原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル 2）に到達した場合に注水を再開し、原子炉水位高（レベル 8）に到達後、注水を停止する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始まで 35 分以内で可能である。

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

(添付資料 1.4.3)

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

ii. 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.4.2 図及び第 1.4.3 図に、概要図を第 1.4.11 図に、タイムチャートを第 1.4.12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置、ホース敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、送水準備完了を確認後、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動後、原子炉・格納容器下部注水弁の全開操作及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁のどちらかの全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで 6 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を

整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで夜間の作業性を確保している。

（添付資料 1.4.3）

(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

復水給水系，非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

ii. 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.4.2 図及び第 1.4.3 図に，概要図を第 1.4.13 図に，タイムチャートを第 1.4.14 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，復水補給水系バイパス流防止として，T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は，ろ過水ポンプの起動操作を実施し，ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，系統構成として，FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は，運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は，RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，発電課長に報告するとともに原子炉圧力容

器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.30 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合には、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）が使用可能な場合において低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了している場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合、又は低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了していない場合において復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。復水貯蔵タンクが使用できない場合は、ろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

交流電源が確保できない場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。

なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を実施する場合の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系 A 系注入配管

優先②：残留熱除去系 B 系注入配管

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水する。

なお、常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧された場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系（A）（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。手順の対応フローを第 1.4.2 図及び第 1.4.3 図に、概要図を第 1.4.15 図に、タイムチャートを第 1.4.16 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
 - ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系（A）（低圧注水モード）の起動に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
 - ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ（A）出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後、発電課長に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。
 - ④ 発電課長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ（A）の出口圧力以下であることを確認後、運転員に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
 - ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全開して原子炉圧力容器への注水を開始する。
 - ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ポンプ（A）出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。
- ※：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全閉後、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を全開してスプレイを実施する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.30 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転が可能な場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。

発電用原子炉停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施する。

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、原子炉格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水（残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管が使用可能である場合は、原子炉ヘッドスプレイ水により残存した溶融炉心を冷却する。）することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1} 及び破損によるパラメータの変化^{※2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※3}。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の喪失、制御棒の位置表示の喪失数増加、制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

※3：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（崩壊熱相当）が確保できる場合。

なお、原子炉圧力容器への注水と同時に復水移送ポンプによるドライウェルスプレイ及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水が必要となった場合は、以下の優先順とする。

1. ドライウェルスプレイ
2. 原子炉格納容器下部への注水
3. 原子炉圧力容器への注水

ただし、ドライウェルスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水停止時には、原子炉圧力容器への注水を再開する。

ii. 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.4 図に、概要図を第 1.4.17 図に、タイムチャートを第 1.4.18 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{※1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{※2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。

※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水圧系ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。

※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。

- ④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプ（2 台）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥^c 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による

残存溶融炉心の冷却開始を指示する。

- ⑧^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧^c 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑨^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑨^c 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却開始まで 20 分以内で可能である。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{*1} 及び破損によるパラメータの変化^{*2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の喪失、制御棒の位置表示の喪失数増加、制御棒駆動機構温度指示値の喪失数

増加, 原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。
※2: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は, 原子炉圧力容器内の圧力の低下, 原子炉格納容器内の圧力の上昇, 原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

ii. 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却手順の概要（残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管又は残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順は, 残留熱除去系 A 系注入配管を使用した手順と同様）。

手順の対応フローを第 1.4.4 図に, 概要図を第 1.4.19 図に, タイムチャートを第 1.4.20 図に示す。

- ① 発電課長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員に低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却準備開始を指示する。
- ② 発電課長は, 発電所対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却準備のため, 大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置, ホース敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は, 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は, 復水補給水系バイパス流防止として, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は, RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑤^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は, RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は, 大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置, ホースの敷設及び接続を行い, 大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また, 発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は, 送水準備完了を確認後, 大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は, 大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後, 原子炉・格納容器下部注水弁の全開操作及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁のどちらかの全開操作を実施し,

発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。

- ⑨ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却の開始を指示する。
- ⑩^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑩^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑪^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑪^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却開始まで 6 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで夜間の作業性を確保している。

（添付資料 1. 4. 3）

(c) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※1} 及び破損によるパラメータの変化^{※2} により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、原子炉圧力容器への注水が可能^{※3}。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の喪失、

制御棒の位置表示の喪失数増加，制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，原子炉格納容器内の圧力の上昇，原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

※3：ろ過水ポンプにより原子炉圧力容器への注水に必要な流量（崩壊熱相当）が確保できる場合。

なお，原子炉圧力容器への注水と同時にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水が必要となった場合には，以下の優先順とする。

1. 原子炉格納容器下部への注水
2. 原子炉圧力容器への注水

ただし，原子炉格納容器下部への注水停止時には原子炉圧力容器への注水を再開する。

ii. 操作手順

ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却手順の概要（原子炉ヘッドスプレイ配管又は残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順は，残留熱除去系 A 系注入配管を使用した手順と同様）。手順の対応フローを第 1.4.4 図に，概要図を第 1.4.21 図に，タイムチャートを第 1.4.22 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却に必要なポンプ，電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，復水補給水系バイパス流防止として，T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は，ろ過水ポンプの起動操作を実施し，ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，系統構成として，FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は，RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は，運転員にろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却開始を指

示する。

- ⑧^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨^a 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑨^b 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.30 図に示す。

代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合には、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において低圧代替注水系 (可搬型) の準備が完了している場合は、低圧代替注水系 (可搬型) により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は低圧代替注水系 (可搬型) の準備が完了していない場合において復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。復水貯蔵タンクが使用できない場合は、ろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。

いずれの対応手段を選択する場合においても、原子炉ヘッドスプレイ配管が使用可能である場合は、原子炉ヘッドスプレイ水により残存した溶融炉心の冷却を行う。

なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を実施する場合において、原子炉ヘッドスプレイ配管が使用できない場合の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系 A 系注入配管

優先②：残留熱除去系 B 系注入配管

1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に、概要図を第 1.4.23 図に示す。また、タイムチャートは第 1.4.8 図と同様である。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。

② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{※1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{※2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。

※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水圧系ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。

※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。

④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。

⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプ（1 台以上）の起動操作を実

施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

- ⑥^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨^a 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。
- ⑨^b 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。
- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

「1.4.2.1(1)a.(a) i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」と同様。

ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に全交流動力電源が喪失している場合において、非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に、概要図を第 1.4.24 図に示す。また、タイムチャートは第 1.4.10 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、系統構成として、HPCS 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、FPMUW ポンプ吸込弁の全閉操作並びに直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁の全開操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水ポンプの起動操作を実施し、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水系流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

「1.4.2.1(1)a.(a)ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」と同様。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合。

ii. 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に示す。また、概要図は第 1.4.11 図と、タイムチャートは第 1.4.12 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホース敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、送水準備完了を確認後、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、原子炉・格納容器下部注水弁の全開操作及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁のどちらかの全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。

iii. 操作の成立性

「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」と同様。

(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合。

ii. 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に示す。また、概要図は第 1.4.13 図と、タイムチャートを第 1.4.14 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。

iii. 操作の成立性

「1.4.2.1(1) a. (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」と同様。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.30図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合には、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）が使用可能な場合において低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了している場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）が使用できない場合、又は低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了していない場合において復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。復水貯蔵タンクが使用できない場合は、ろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

交流電源が確保できない場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。

なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を実施する場合の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系 A 系注入配管

優先②：残留熱除去系 B 系注入配管

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。

なお、常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が復旧された場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系（A）（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（原子炉停止時

冷却モード) による発電用原子炉からの除熱手順も同様)。

手順の対応フローを第 1.4.5 図に、概要図を第 1.4.25 図に、タイムチャートを第 1.4.26 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) の起動に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル 3) 以上に維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁及び原子炉再循環ポンプ (A) 吐出弁の全閉操作並びに RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁、RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁、RHR ポンプ (A) 停止時冷却吸込弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁自動開防止措置を実施し、残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) 運転の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力にて確認後、RHR A 系停止時冷却注入隔離弁を開操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器 (A) 出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱量を調整する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始まで 30 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フロー

チャートを第 1.4.30 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転が可能な場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施する。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉压力容器への注水を並行して実施する。

1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水

残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル 1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、サプレッションチェンバを水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（低圧注水モード）又は残留熱除去系（C）（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水手順も同様）。概要図を第 1.4.27 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1）又はドライウエル圧力高）により残留熱除去系ポンプ（A）が起動し、残留熱除去系ポンプ（A）出口圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、発電課長に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水準備完了を報告する。
- ③ 発電課長は、原子炉压力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ（A）の出口圧力以下であることを確認後、運転員に残留熱除去系（A）（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号

(原子炉水位低 (レベル 1) 及び注入隔離弁差压低, 又はドライウエル圧力高及び注入隔離弁差压低) により RHR A 系 LPCI 注入隔離弁が全開となったことを確認する。

- ⑤ 中央制御室運転員 A は, 原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し, 発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。

※: 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間, 原子炉格納容器内にスプレーする場合は, RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全閉後, RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁, RHR A 系格納容器スプレー隔離弁及び RHR A 系 S/C スプレー隔離弁を全開してスプレーを実施する。

c. 操作の成立性

上記の操作は, 中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため, 速やかに対応できる。

(2) 低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水

低圧炉心スプレー系が健全な場合は, 自動起動 (原子炉水位低 (レベル 1) 又はドライウエル圧力高) による作動, 又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレー系を起動し, サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

復水給水系, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができず, 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) に維持できない場合。

b. 操作手順

低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.28 図に示す。

- ① 発電課長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員に低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は, 中央制御室からの手動起動操作, 又は自動起動信号 (原子炉水位低 (レベル 1) 又はドライウエル圧力高) により低圧炉心スプレー系が起動し, 低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上となったことを確認後, 発電課長に低圧炉心スプレー系によ

る原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。

- ③ 発電課長は、原子炉圧力容器内の圧力が低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力以下であることを確認後、運転員に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1）及び注入隔離弁差圧低、又はドライウェル圧力高及び注入隔離弁差圧低）により LPCS 注入隔離弁が全開となったことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

- (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱
残留熱除去系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル 3）以上で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（A）（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順も同様）。概要図を第 1.4.29 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系（A）（原子炉停止時冷却モード）の起動に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル 3）以上に維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを確認する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁及び原子炉再循環ポンプ (A) 吐出弁の全閉操作並びに RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁、RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁及び RHR ポンプ (A) 停止時冷却吸込弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁自動開防止措置を実施し、残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) 運転の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が上昇したことを確認後、RHR A 系停止時冷却注入隔離弁を開操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器 (A) 出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱量を調整する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系への原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水ポンプ、ろ過水ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電気作動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車、大容量送水ポンプ (タイプ I) への燃料補給手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/8)
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ※6 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッションチェンバ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「低圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」
		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁 原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4: 原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

※6: 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず, 熱交換器は流路としてのみ用いるため, 配管を含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/8）
 （発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書		
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） による発電用原子炉の冷却 （復水移送ポンプ）	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 A系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」	
			非常用交流電源設備 ※2			自主対策 設備
			残留熱除去系 B系 配管・弁			
		低圧代替注水系（常設） による発電用原子炉の冷却 （直流駆動低圧注水ポンプ）	直流駆動低圧注水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「直流駆動低圧注水ポンプによる 原子炉注水」	

- ※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- ※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。
- ※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/8）

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	非常時操作手順書 （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	
			淡水貯水槽（No. 1） ※1， ※5 淡水貯水槽（No. 2） ※1， ※5	自主対策設備
		ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	非常時操作手順書 （微候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/8）
 （発電用原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉压力容器 原子炉補機代替冷却水系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ※6 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/8）
 （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 A 系 配管・弁 ※4 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書（設備別）「復水移送ポンプによる原子炉注水」
			残留熱除去系 B 系 配管・弁 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁	
		低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	大容量送水ポンプ（タイプ1） ホース・注水用ヘッダ・接続口 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-4」 重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプ（タイプI）による原子炉注水」
			淡水貯水槽（No.1） ※1， ※5 淡水貯水槽（No.2） ※1， ※5 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁	
残存溶融炉心の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書（設備別）「ろ過水ポンプによる原子炉注水」		

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6/8）
 （発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード） （原子炉停止時冷却モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） による発電用原子炉の冷却 （復水移送ポンプ）	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 A 系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	
残留熱除去系 B 系 配管・弁	自主対策設備			
		低圧代替注水系（常設） による発電用原子炉の冷却 （直流駆動低圧注水ポンプ）	直流駆動低圧注水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 （設備別） 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7/8）
 （発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード） （原子炉停止時冷却モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	
			淡水貯水槽（No. 1） ※1， ※5 淡水貯水槽（No. 2） ※1， ※5	自主対策設備
		ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 （設備別） 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8/8）
（発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却水系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	非常時操作手順書（プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」
			残留熱除去系ポンプ 原子炉再循環系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第 1.4.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/13)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 ii. 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水		
	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位
電源の確保			125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
水源の確保			復水貯蔵タンク水位
操作		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
		補機監視機能	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (2/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (3/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能 ろ過水ポンプ出口圧力
水源の確保 ろ過水タンク水位		

監視計器一覧 (4/13)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉压力容器への注水		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		補機監視機能 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
		電源の確保 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
	操作	原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位

監視計器一覧 (5/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による残存溶融炉心の冷却			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ・原子炉压力容器下鏡部温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (6/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・ 原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (7/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		制御棒駆動機構の温度	制御棒駆動機構温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	ろ過水タンク水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (8/13)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 ii. 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水		
	非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位
電源の確保			125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
水源の確保			復水貯蔵タンク水位
操作		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
		補機監視機能	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
水源の確保	復水貯蔵タンク水位		

監視計器一覧 (9/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (10/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) ろ過水ポンプによる原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (11/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口温度

監視計器一覧 (12/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (C) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「低圧炉心スプレイ系ポンプ による原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (13/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉停止時冷却運転」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口温度

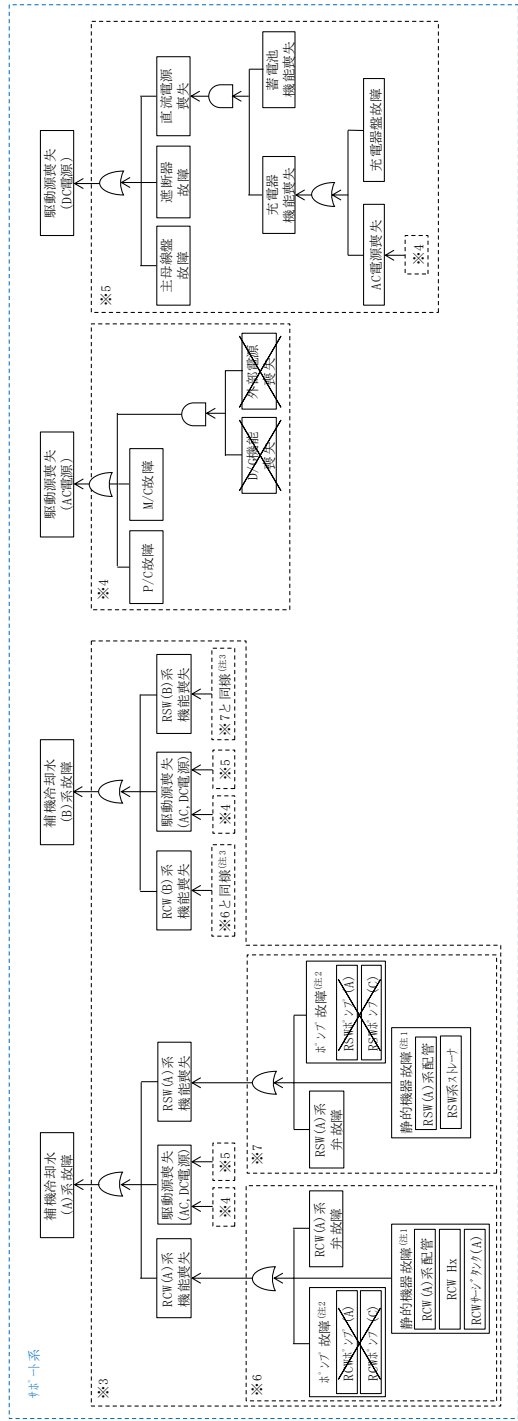
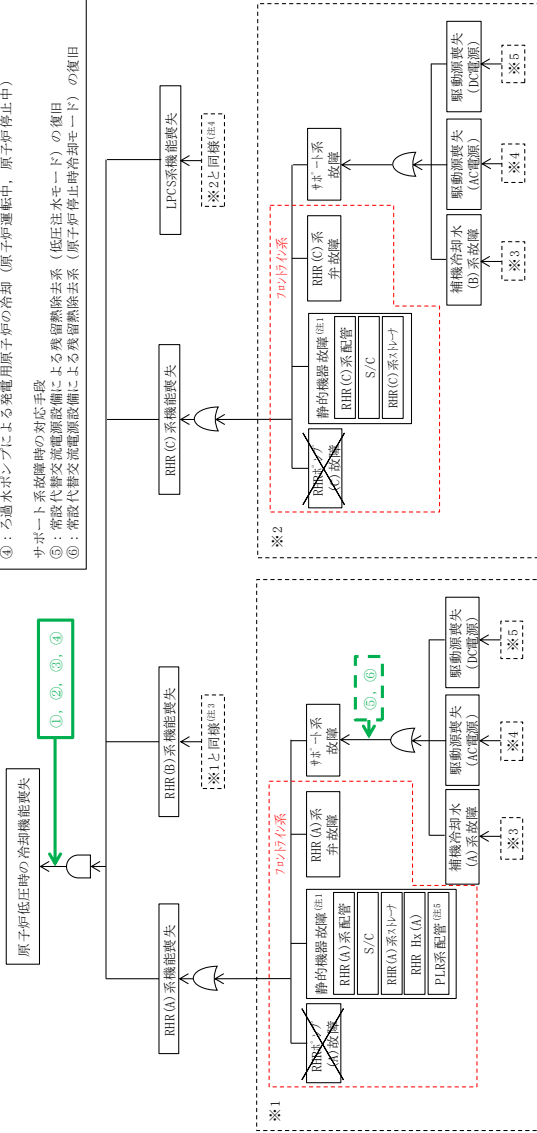
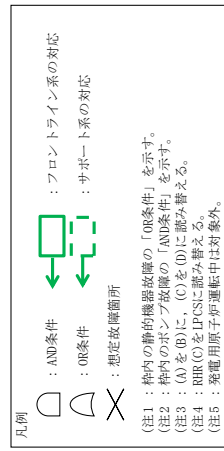
第 1.4.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.4】 原子炉冷却材圧力 バウンダリ低圧時 に発電用原子炉を 冷却するための手 順等	復水移送ポンプ 復水補給水系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	燃料プール補給水系 弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	直流駆動低圧注水ポンプ	常設代替直流電源設備	250V 直流主母線
		可搬型代替直流電源設備	250V 直流主母線
	直流駆動低圧注水系 弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用高圧母線 2C 系
			非常用高圧母線 2D 系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	原子炉再循環系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
所内常設蓄電式直流電源設備		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	
常設代替直流電源設備		125V 直流主母線 2A-1	
		125V 直流主母線 2B-1	
可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
	125V 直流主母線 2B-1		

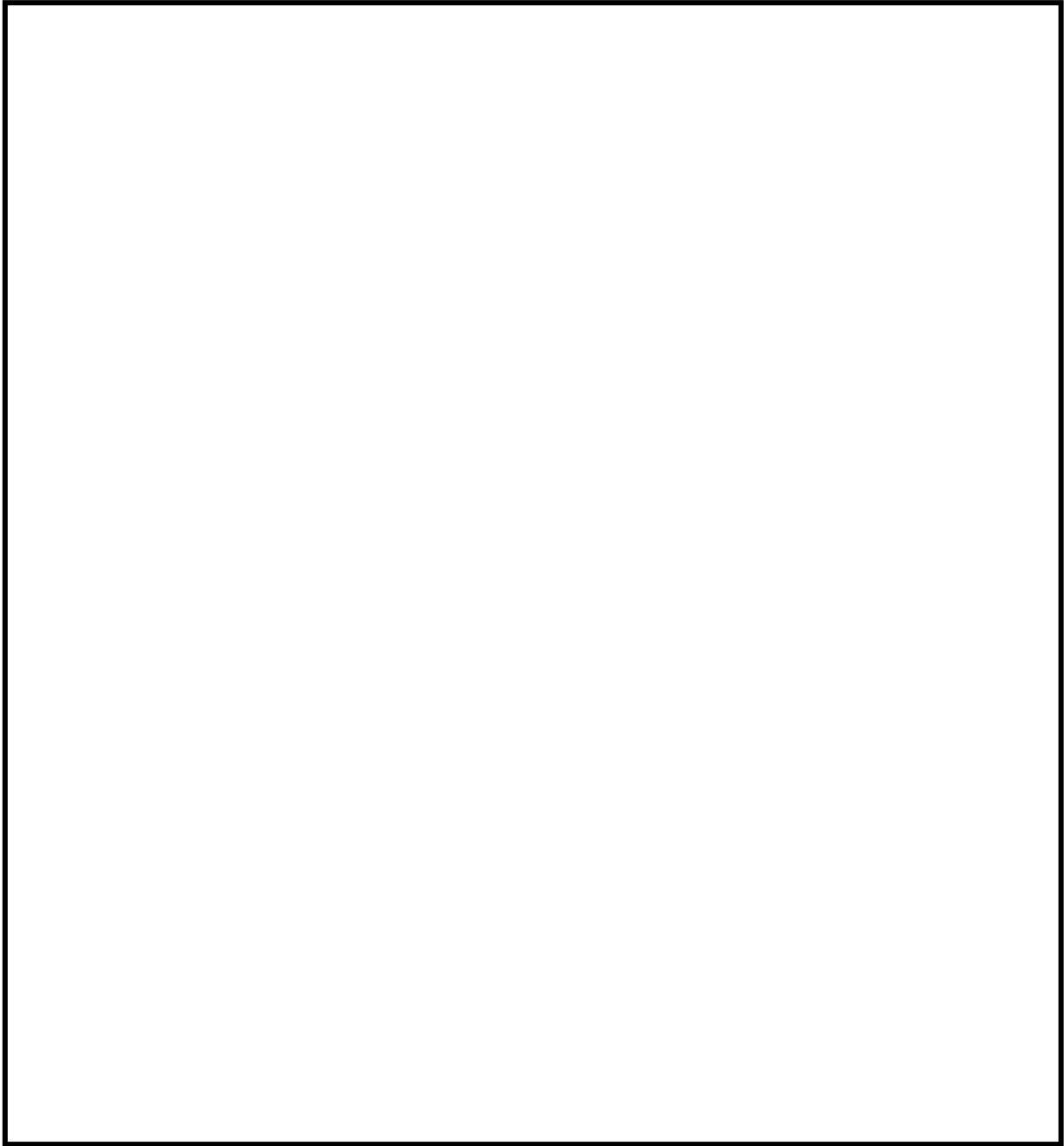
※：供給負荷は監視計器

フロントライン系故障時の対応手段
 ①：低圧代替注水系（常設）（節水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）
 ②：低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）
 ③：低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）
 ④：ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却（原子炉停止中、原子炉停止中）

サポート系故障時の対応手段
 ⑤：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧
 ⑥：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

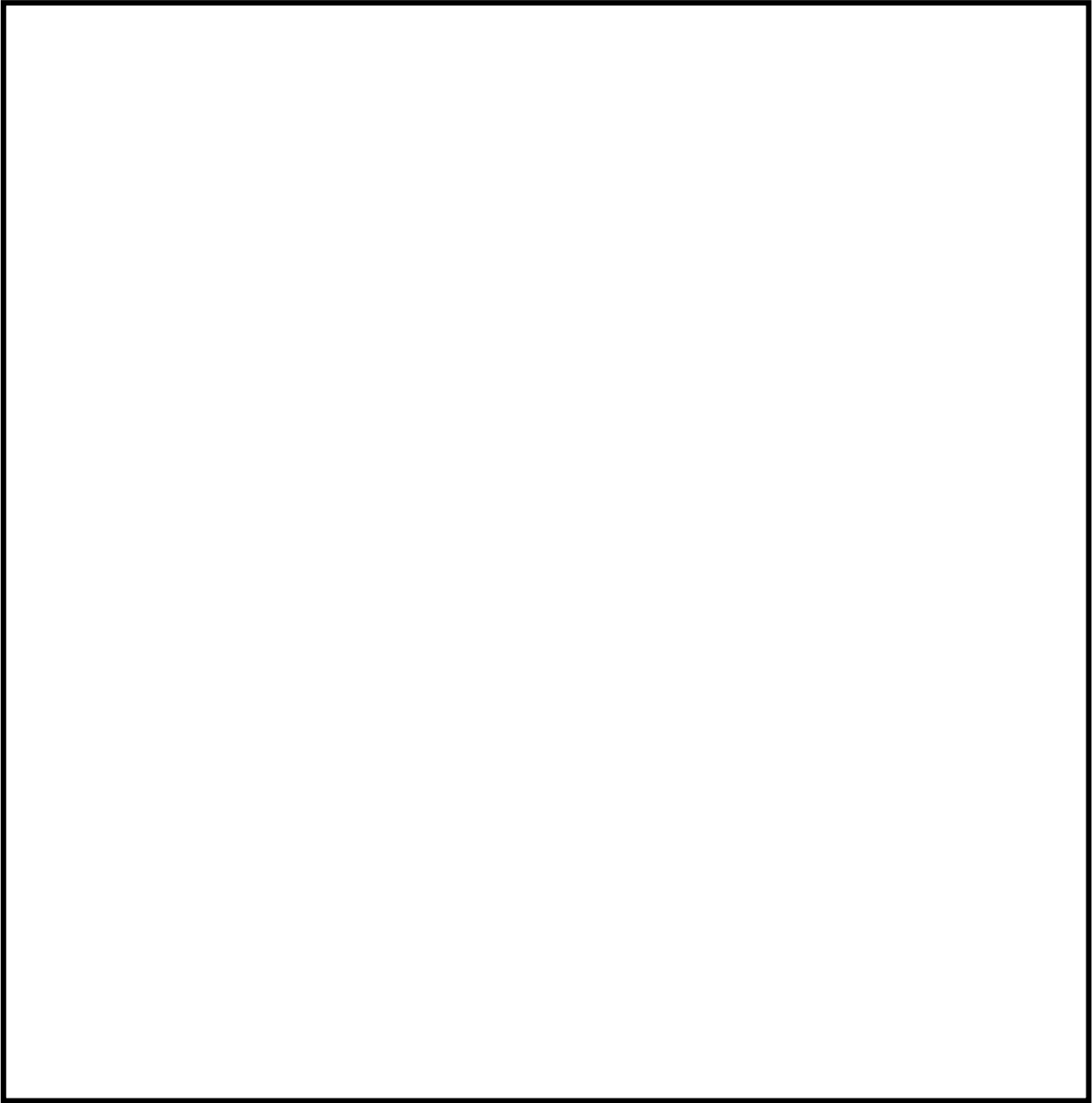


第 1.4.1 図 機能喪失原因対策分析



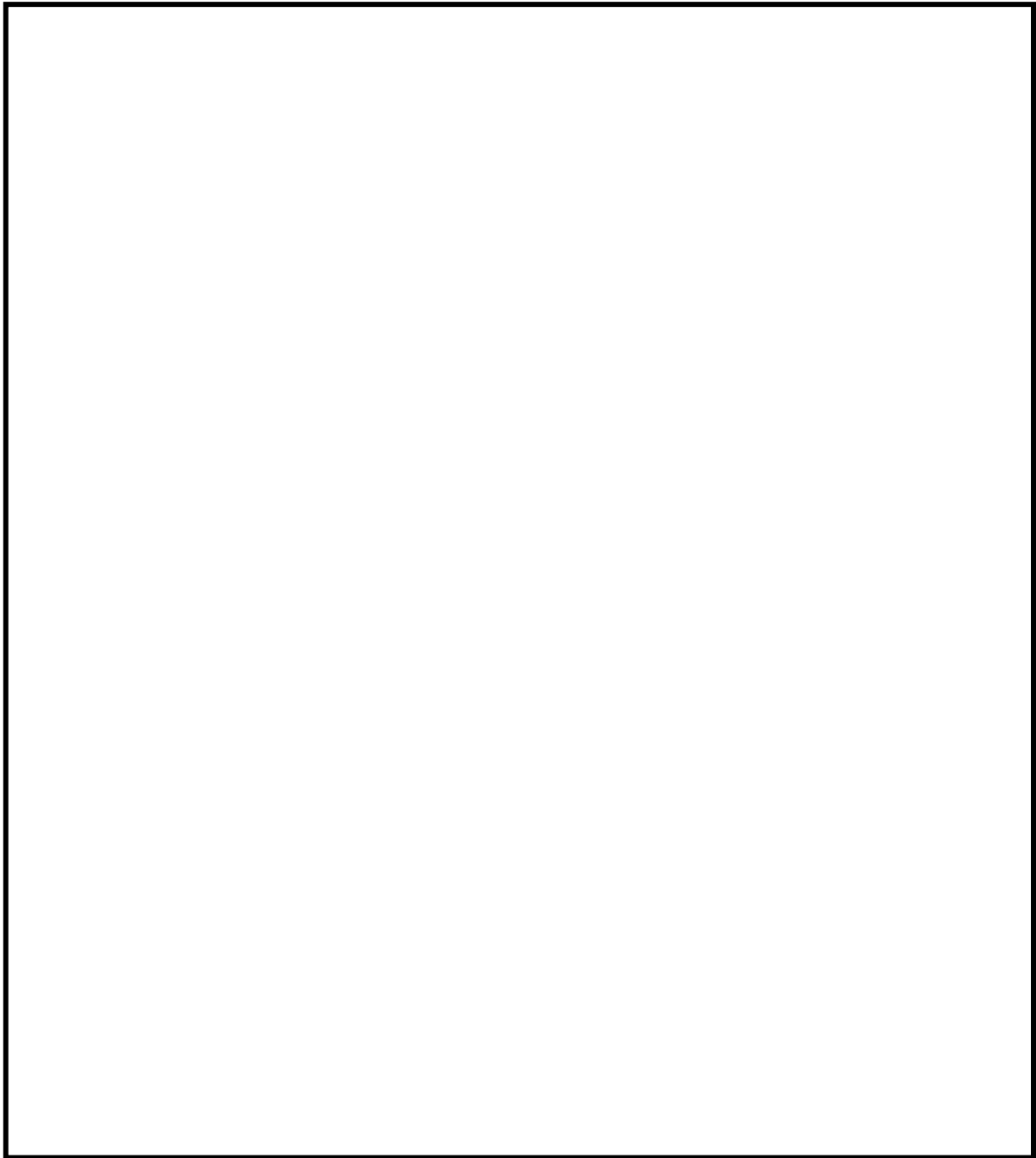
第 1.4.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



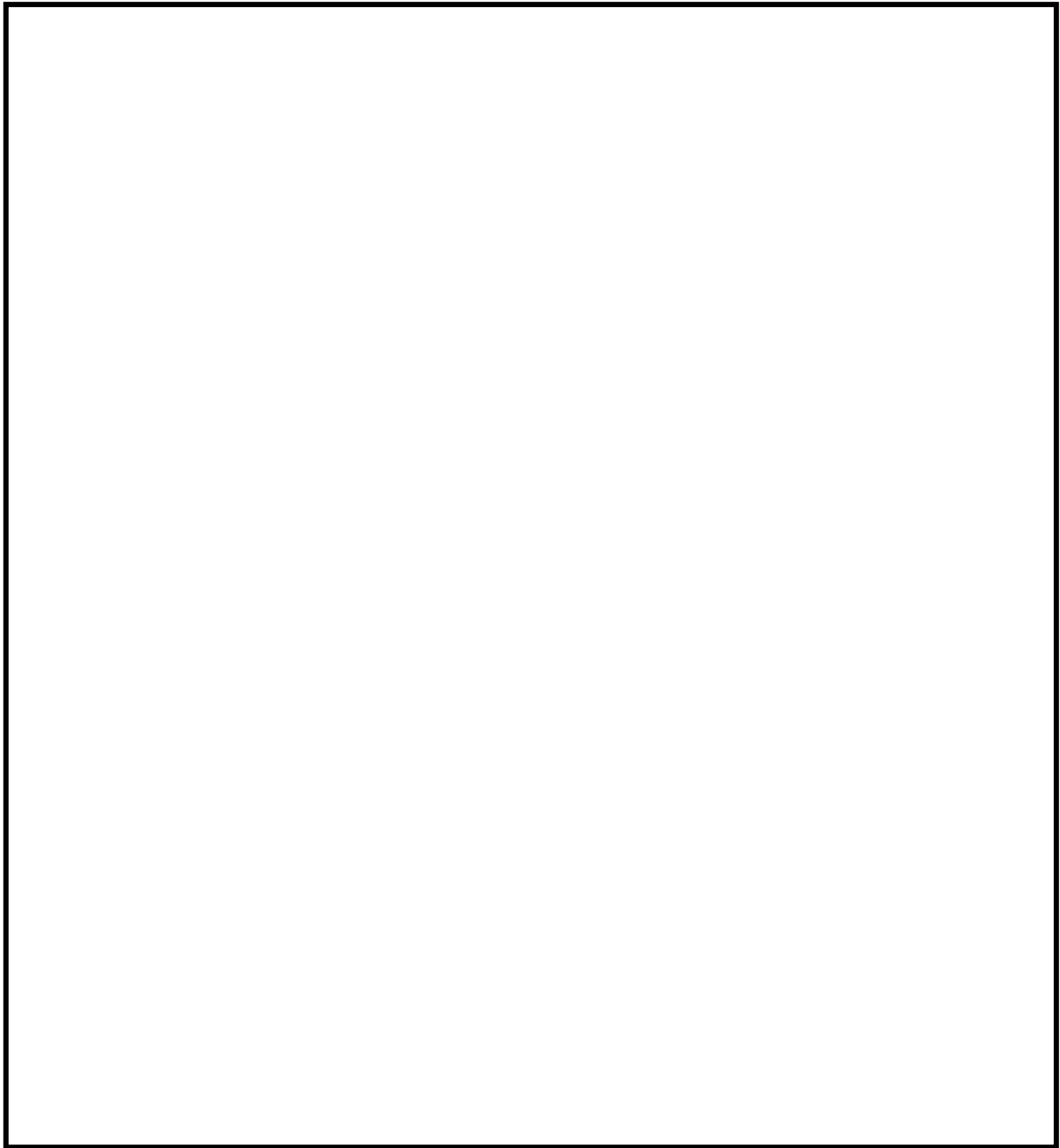
第 1.4.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位回復」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



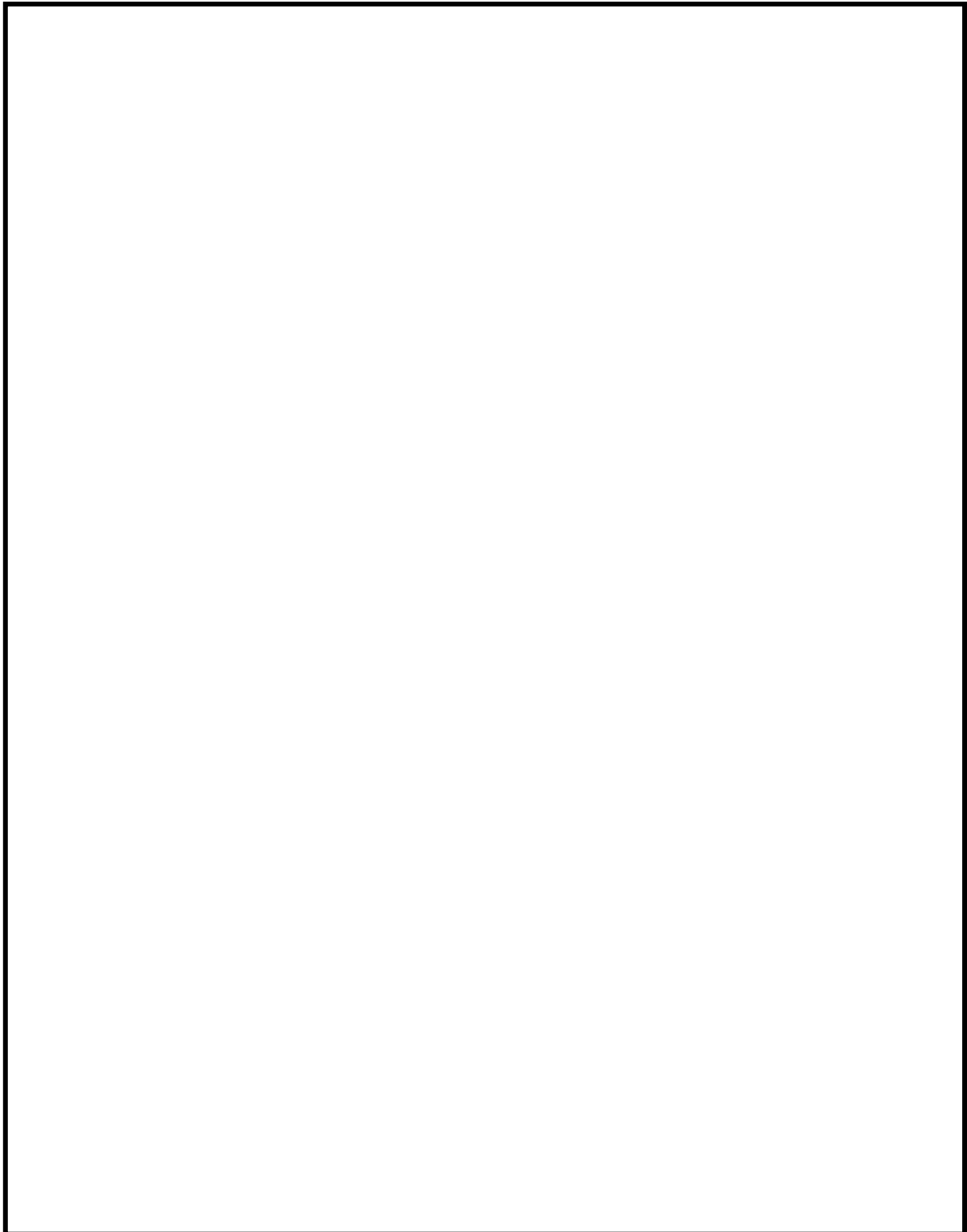
第 1.4.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「長期の RPV 破損後の注水」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



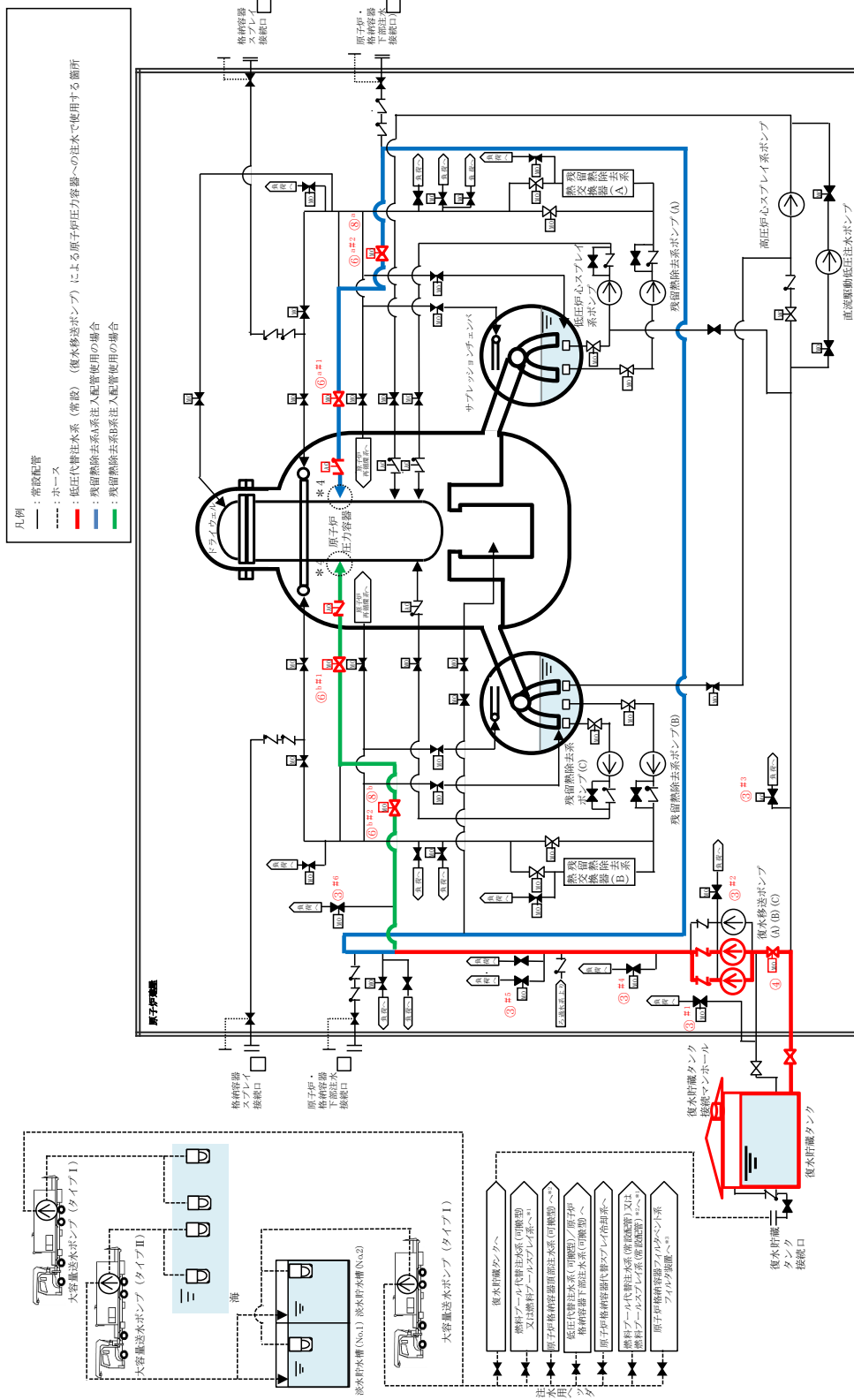
第 1.4.5 図 非常時操作手順書（プラント停止中）「崩壊熱除去機能喪失」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.4.6 図 非常時操作手順書（プラント停止中）「原子炉冷却材流出」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



- * 1: 同時使用は考慮しない
- * 2: 自主対策設備
- * 3: 海を水源とした補給は行わない
- * 4: シュラウド内炉心上部より注水

第 1.4.7 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ ^{#2}	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ ^{#3}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ ^{#4}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ ^{#5}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ ^{#6}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ ^a #1	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑥ ^a #2 ⑧ ^a	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室
⑥ ^b #1	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑥ ^b #2 ⑧ ^b	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室

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

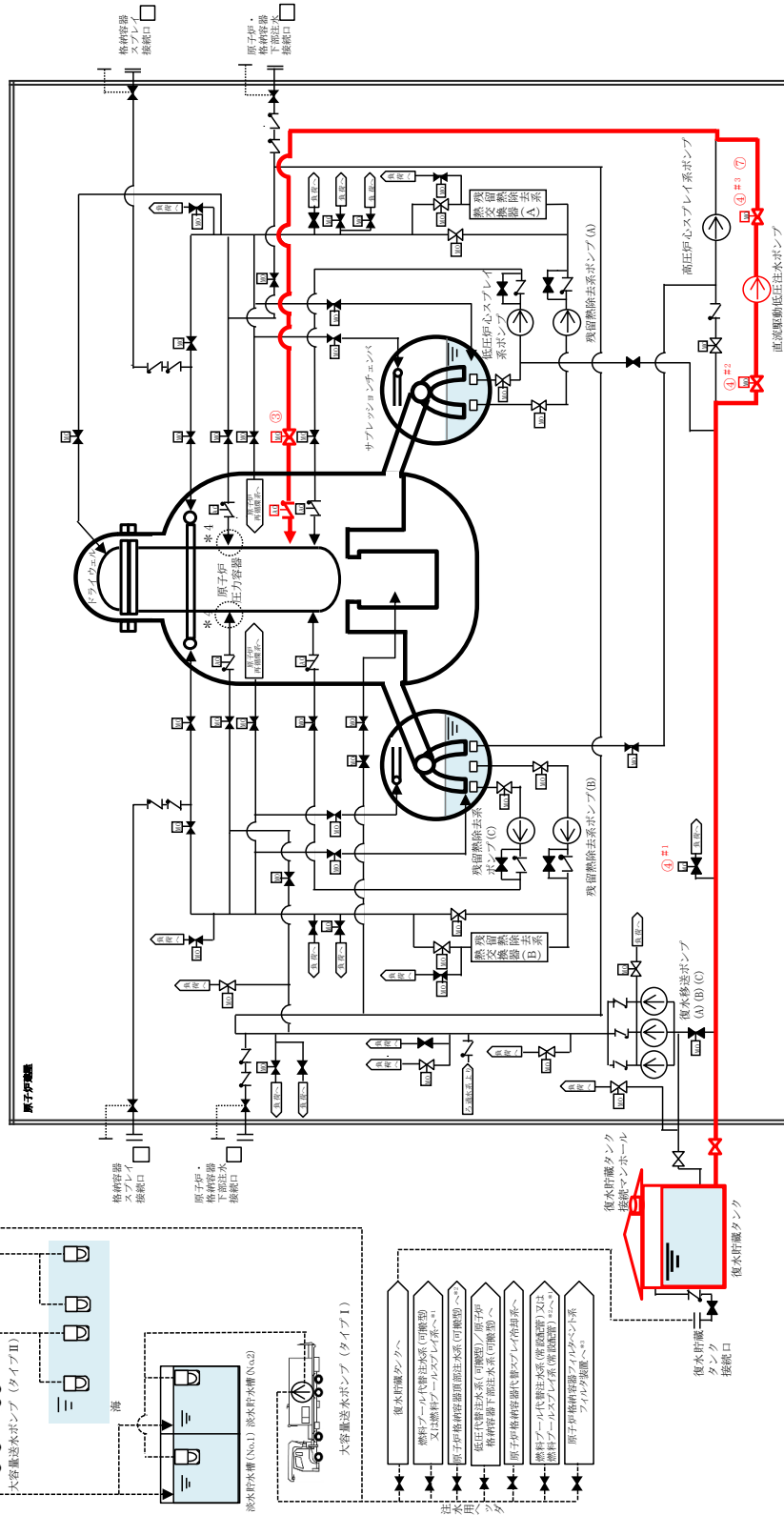
第 1.4.7 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)による原子 炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A 1	15分 原子炉圧力容器への注水										操作手順 ② ③~⑥
		▽	電源確認 ^{※1}	系統構成、ポンプ起動 ^{※2}								

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

第 1.4.8 図 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



- *1: 同時使用は考慮しない
- *2: 自主対策設備
- *3: 海を水源とした補給は行わない
- *4: シュールド内炉心上部より注水

第 1.4.9 図 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水泵) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③	HPCS 注入隔離弁	E22-MO-F003	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
④ #1	PPMUW ポンプ吸込弁	P15-MO-F001	中央制御室
④ #2	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	E71-MO-F002	中央制御室
④ #3 ⑦	直流駆動低圧注水系流量調整弁	E71-MO-F005	中央制御室

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

第 1.4.9 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

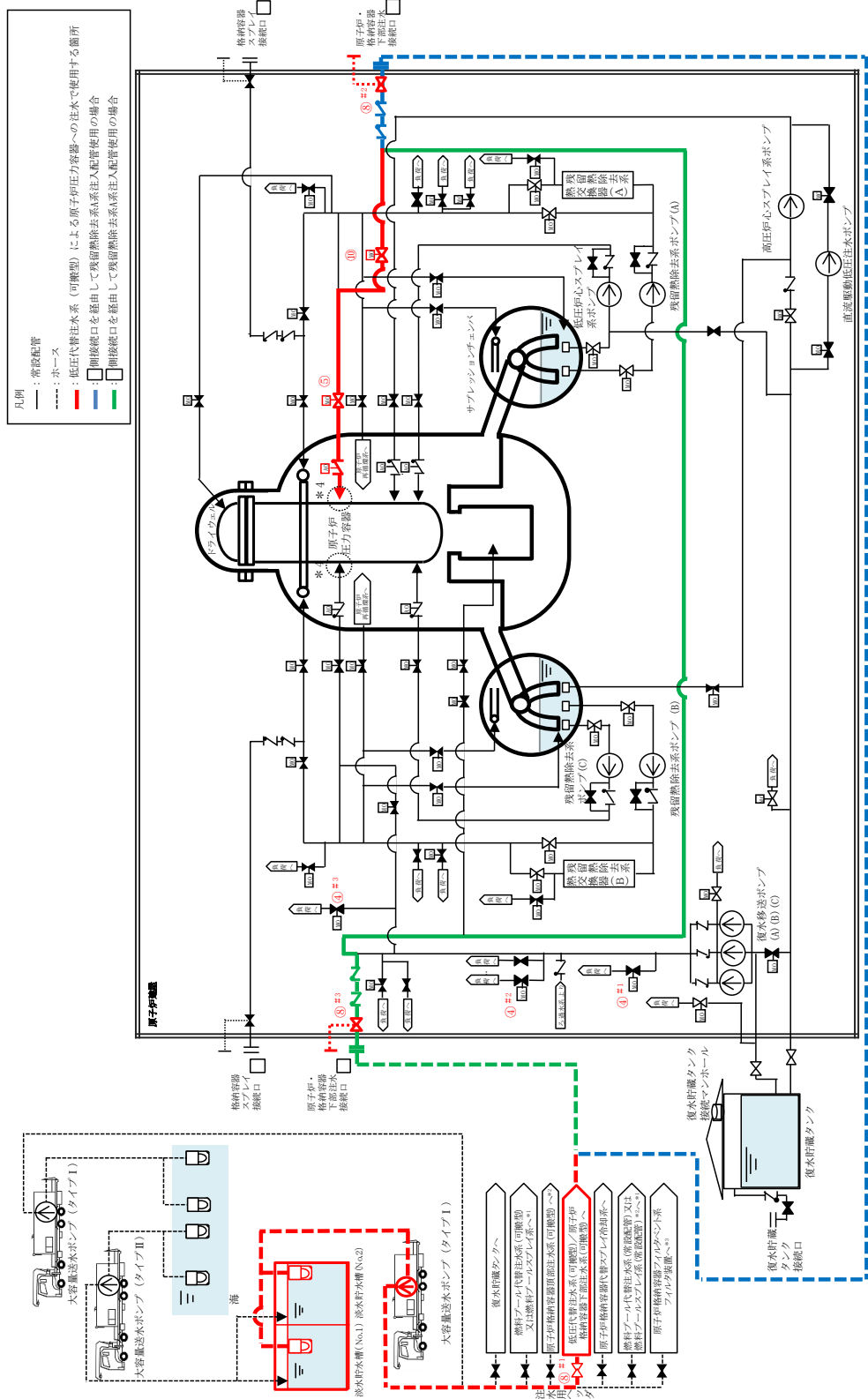
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
低圧代替注水系(常設) (直流駆動低圧注水ポンプ)による原子炉圧力容器への注水	1 中央制御室運転員A	35分 原子炉圧力容器への注水							操作手順
		電源確認※1							
				系統構成, ポンプ起動※2					
	2 現場運転員B, C				屋内移動, 系統構成※3				

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

第 1. 4. 10 図 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



第 1.4.11 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ #1	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
④ #2	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
④ #3	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑧ #1	原子炉・格納容器下部注水弁	P70-D001-4	屋外
⑧ #2	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	P13-F172	屋外
⑧ #3	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	P13-F175	屋外
⑩	RHR ヘッドスプレイン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

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

第 1.4.11 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A	6時間30分 原子炉圧力容器への注水										操作手順	
		電源確認 ^{※1}											
	システム構成 ^{※2}												④, ⑤
													⑩
重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※3※4}											⑥
		大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※5}											
重大事故等対応要員D~F	3	大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 ^{※6}											⑧
		送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}											
重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※3※4}											⑥
		ホースの敷設, 接続 ^{※7}											⑧
重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※3※4}											⑥
		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※8}											
		ホースの敷設, 接続 ^{※7}											

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間から余裕を見込んだ時間

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

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

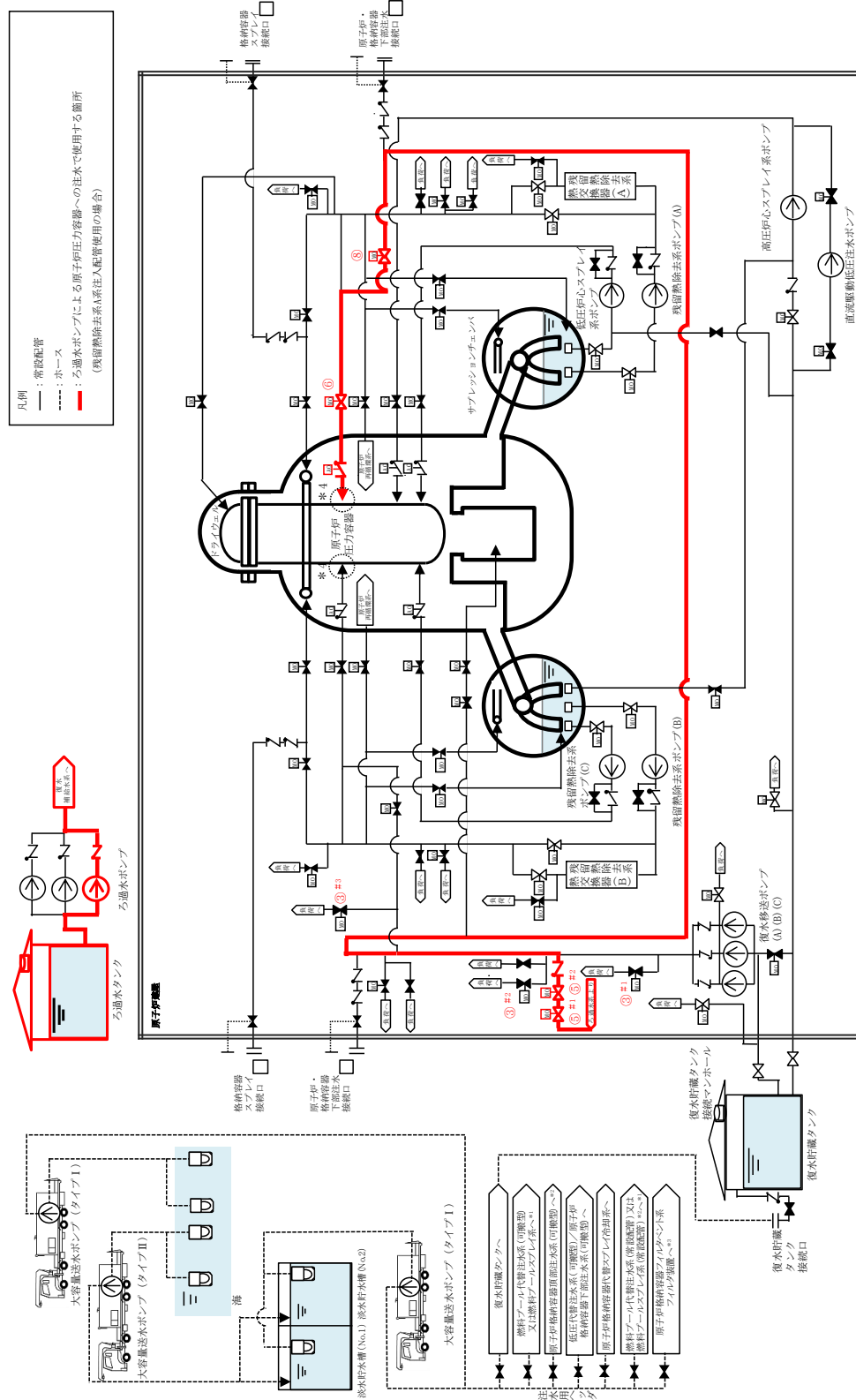
※5：大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※6：大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※7：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

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

第 1.4.12 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 — : ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水で使用する場合 (熱質熱除去系A系注入配管使用の場合)

*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない
 *4: シュールド内炉心上部より注水

第 1.4.13 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #2	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #3	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤ #1	FW 系連絡第一弁	P13-M0-F190	中央制御室
⑤ #2	FW 系連絡第二弁	P13-M0-F191	中央制御室
⑥	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑧	RHR ヘッド スプライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

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

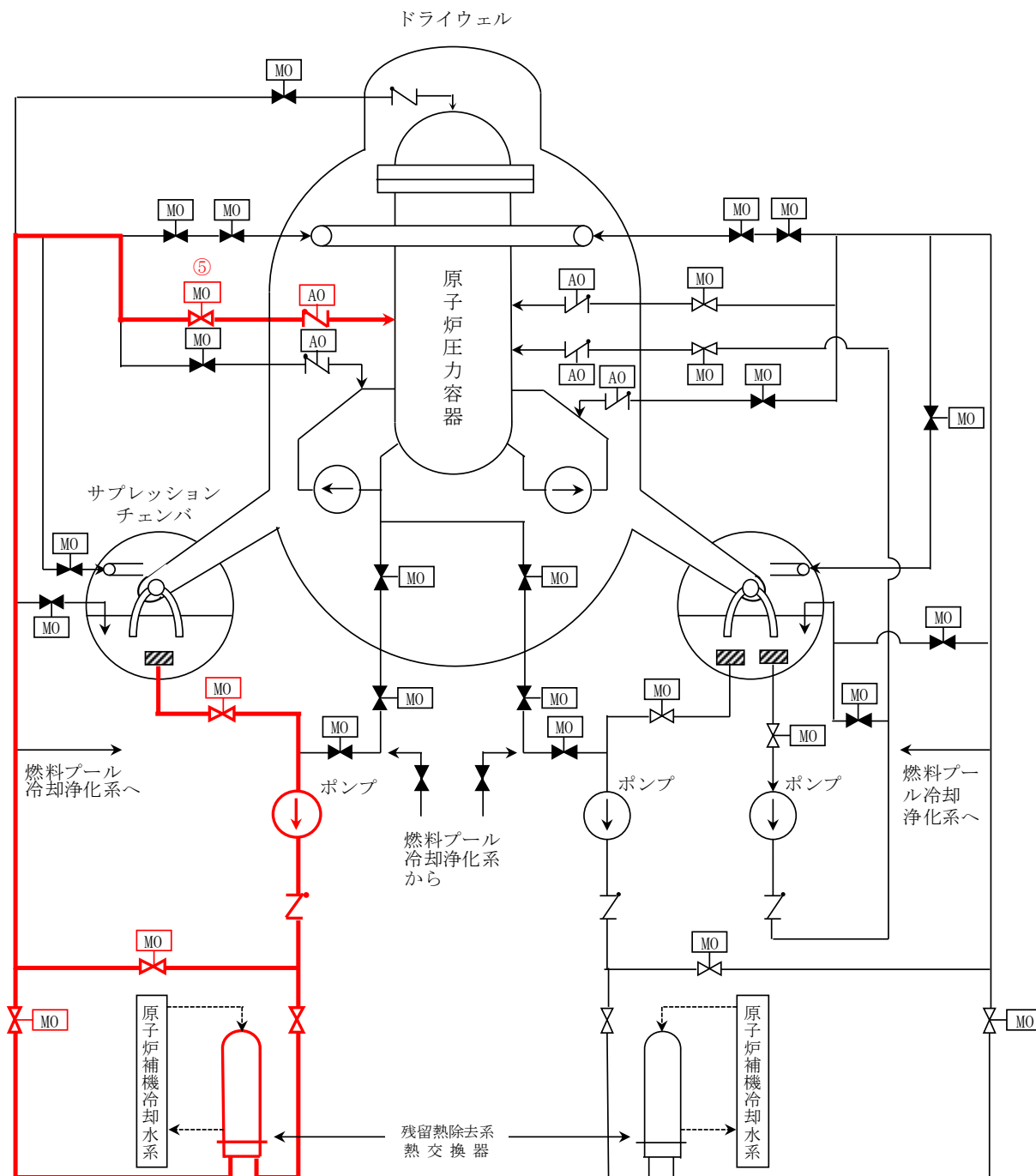
第 1.4.13 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A 1	20分 原子炉圧力容器への注水										操作手順	
		電源確認※1											
													③~⑥, ⑧

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

第 1.4.14 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室

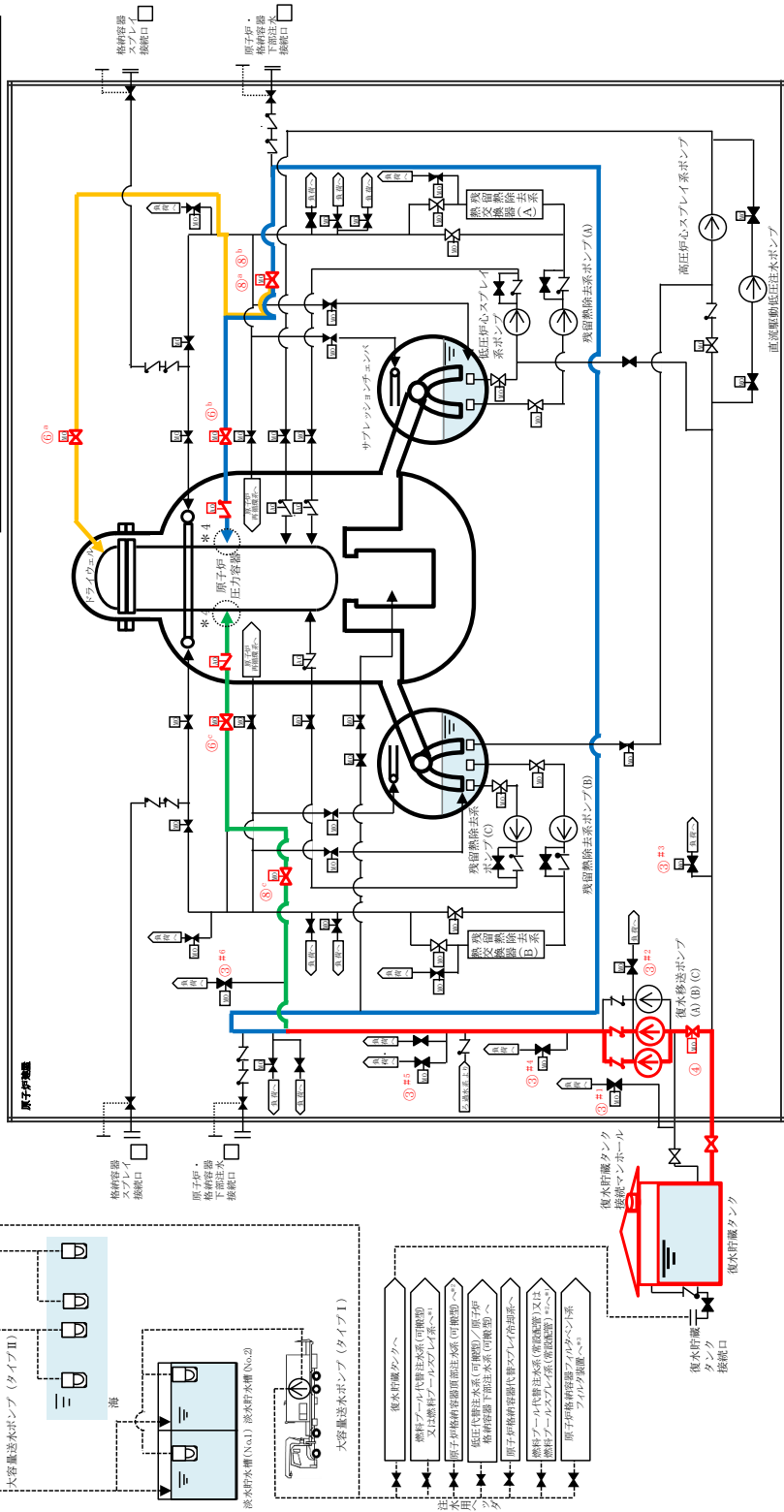
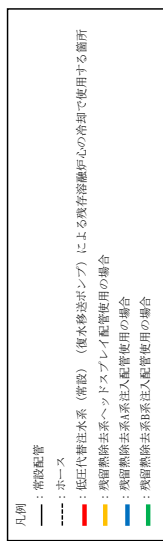
第 1. 4. 15 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
残留熱除去系電源復旧後の 原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A 1	15分 原子炉圧力容器への注水										操作手順	
		電源確認※1											
			ポンプ起動※2										③, ⑤

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

第 1.4.16 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



- *1: 同時使用は考慮しない
- *2: 自主対策設備
- *3: 海を水源とした補給は行わない
- *4: シェラウド内炉心上部より注水

第 1.4.17 図 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による残存溶融炉心の冷却 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ ^{#2}	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ ^{#3}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ ^{#4}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ ^{#5}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ ^{#6}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ ^a	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁	E11-M0-F021	中央制御室
⑥ ^b	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑥ ^c	RHR B系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑧ ^a ⑧ ^b	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室
⑧ ^c	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室

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

第 1.4.17 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却 概要図（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70				
低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)による残存 溶融炉心の冷却	中央制御室運転員A 1	20分 残存溶融炉心の冷却										操作手順
												③~⑥, ⑧

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

第 1.4.18 図 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による残存溶融炉心の冷却 タイムチャート

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
④ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
④ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤ ^a	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁	E11-M0-F021	中央制御室
⑤ ^b	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑧ ^{#1}	原子炉・格納容器下部注水弁	P70-D001-4	屋外
⑧ ^{#2}	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	P13-F172	屋外
⑧ ^{#3}	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	P13-F175	屋外
⑩ ^a ⑩ ^b	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

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

第 1.4.19 図 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 概要図（2/2）

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考									
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10										
低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												6時間30分 残存溶融炉心の冷却	操作手順					
		1	系統構成 ^{※2}																		
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※3※4}																		
		3	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動、設置 ^{※5}																		
	重大事故等対応要員D~F	3	大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 ^{※6}																		
		3	送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}																		
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※3※4}																		
		3	注水用ヘッダ運搬、設置 ^{※8}																		
	3	ホースの敷設、接続 ^{※3※7}																			
	3	送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{※6}																			
3	保管場所への移動 ^{※3※4}																				
3	注水用ヘッダ運搬、設置 ^{※8}																				
3	ホースの敷設、接続 ^{※3※7}																				
3	送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{※6}																				

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

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

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

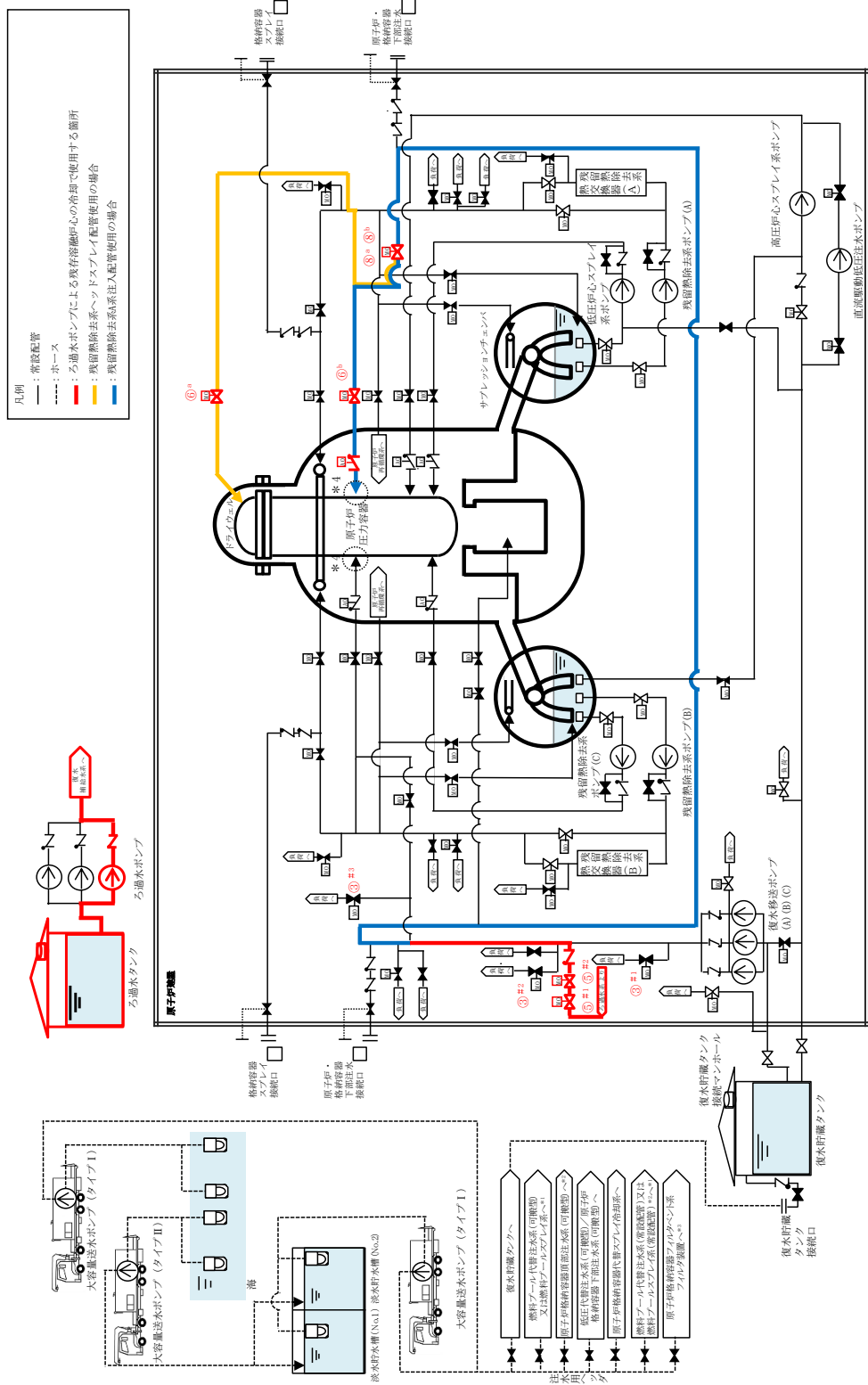
※5：大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※6：大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※7：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

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

第 1. 4. 20 図 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 タイムチャート



- * 1: 同時使用は考慮しない
- * 2: 自主対策設備
- * 3: 海を水源とした補給は行わない
- * 4: シュラウド内炉心上部より注水

第 1.4.21 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤ ^{#1}	FW 系連絡第一弁	P13-M0-F190	中央制御室
⑤ ^{#2}	FW 系連絡第二弁	P13-M0-F191	中央制御室
⑥ ^a	RHR ヘッドスブレイ注入隔離弁	E11-M0-F021	中央制御室
⑥ ^b	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑧ ^a ⑧ ^b	RHR ヘッドスブレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

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

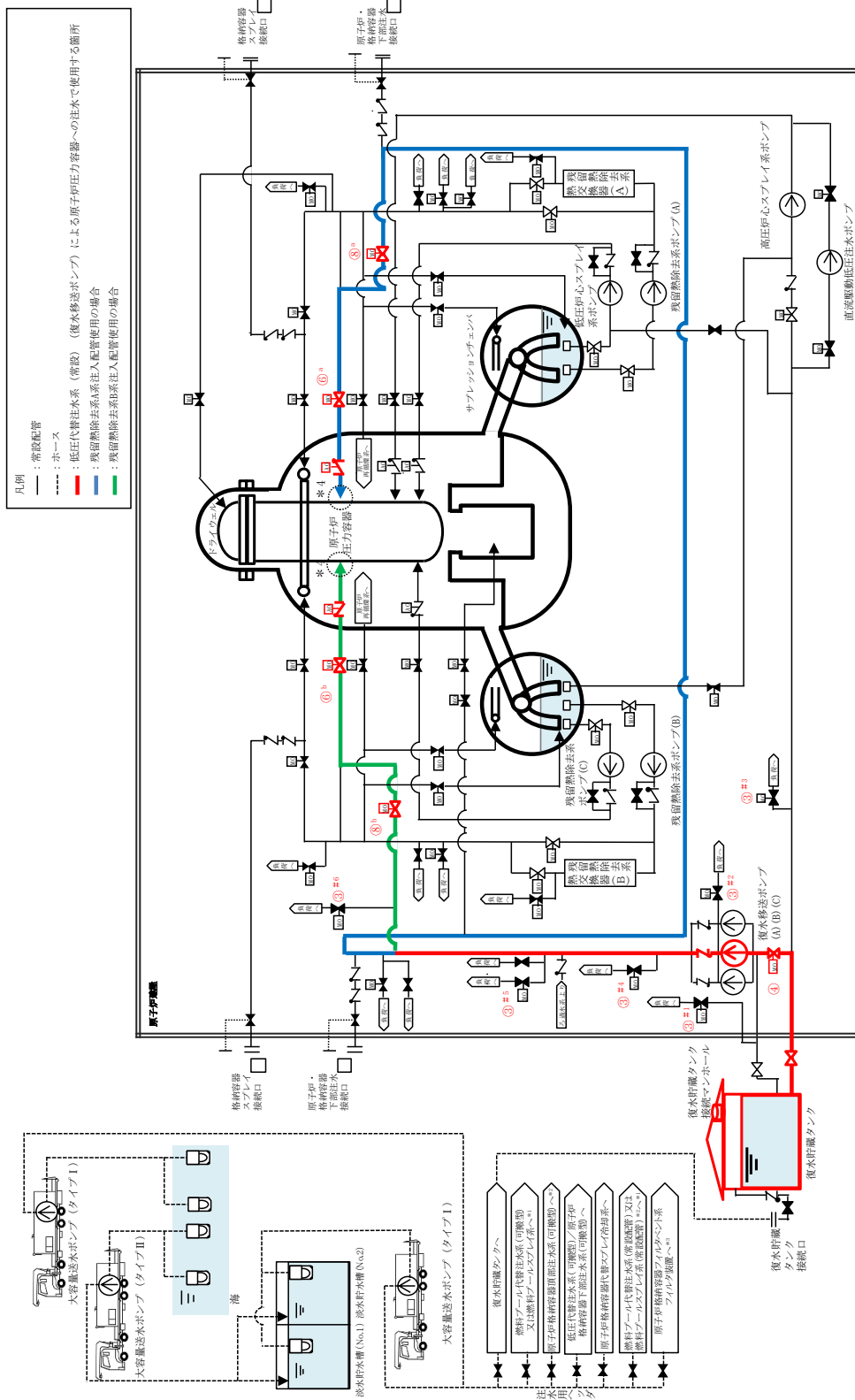
第 1.4.21 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却	中央制御室運転員A 1	20分 残存溶融炉心の冷却										操作手順	
		電源確認※1											
			系統構成, ポンプ起動※2										③~⑥, ⑧

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

第 1.4.22 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 タイムチャート



- *1: 同時使用は考慮しない
- *2: 自主対策設備
- *3: 海を水源とした補給は行わない
- *4: シュラウド内炉心上部より注水

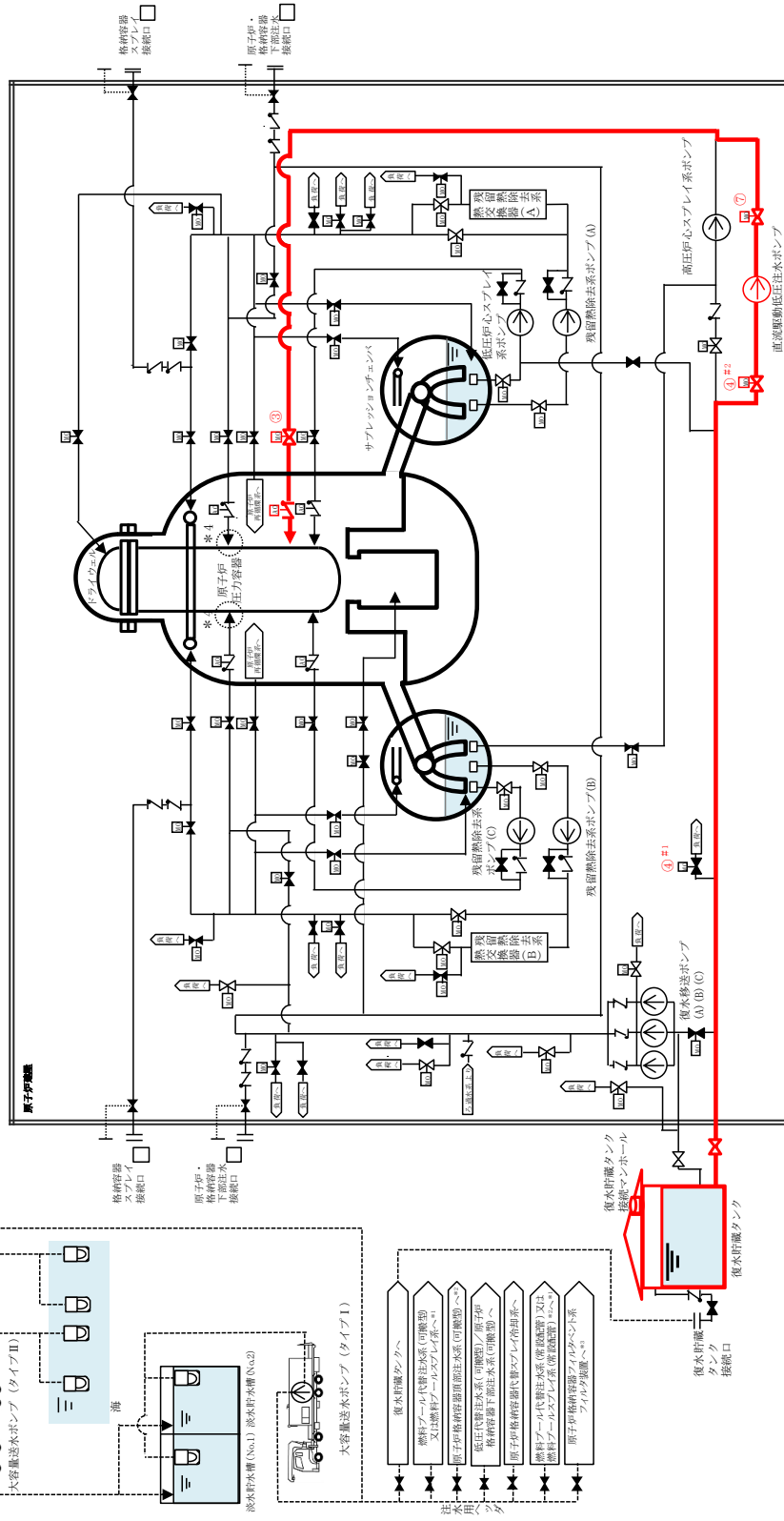
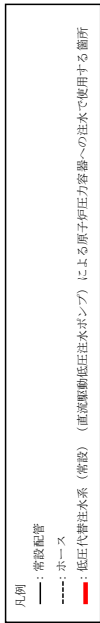
第 1.4.23 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{#1}	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ ^{#2}	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ ^{#3}	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ ^{#4}	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ ^{#5}	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ ^{#6}	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ ^a	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑥ ^b	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑧ ^a	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室
⑧ ^b	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室

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

第 1.4.23 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）



- *1: 同時使用は考慮しない
- *2: 自主対策設備
- *3: 海を水源とした補給は行わない
- *4: シュワウド内炉心上部より注水

第 1.4.24 図 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

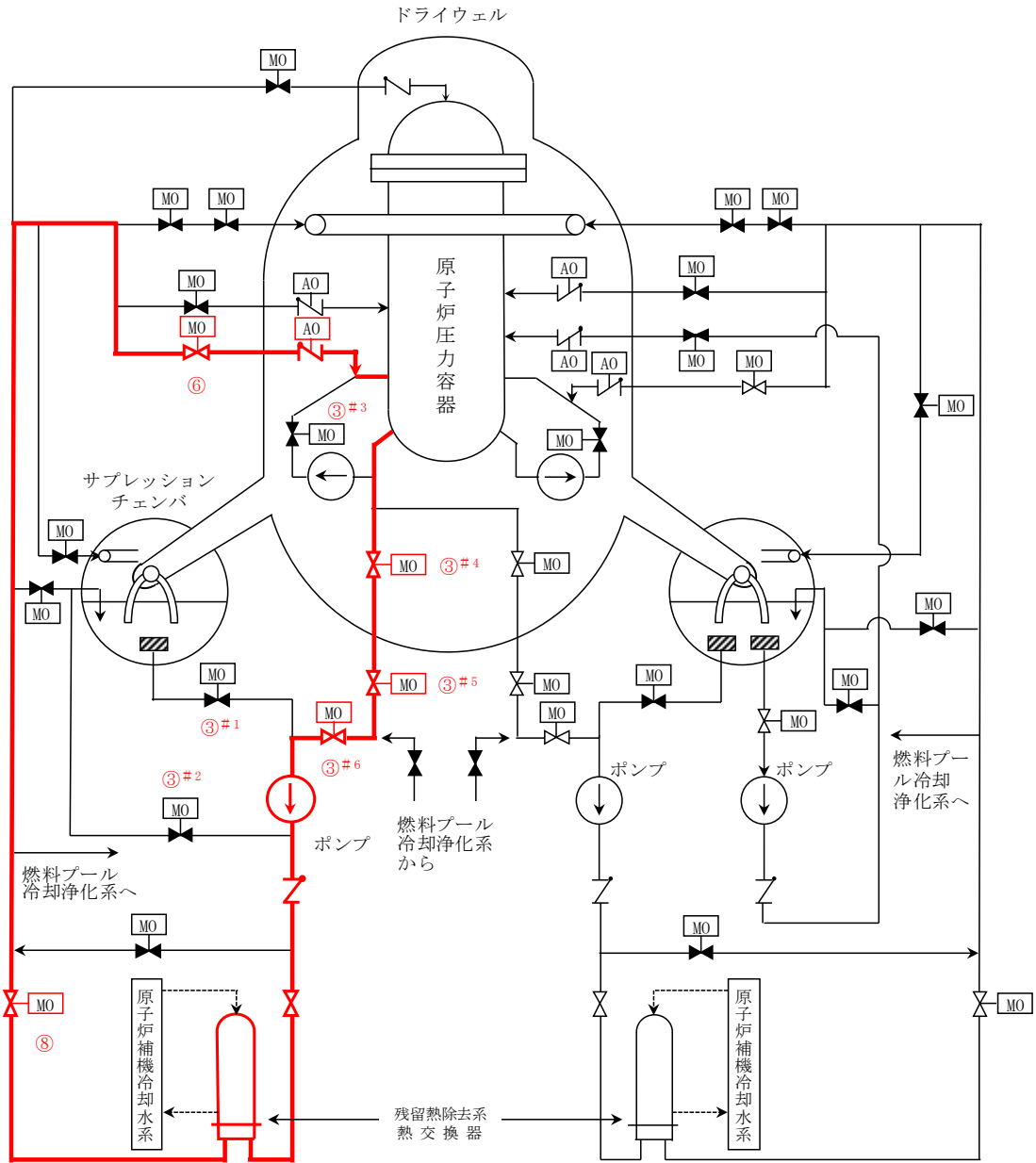
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③	HPCS 注入隔離弁	E22-MO-F003	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
④ #1	PPMUW ポンプ吸込弁	P15-MO-F001	中央制御室
④ #2	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	E71-MO-F002	中央制御室
⑦	直流駆動低圧注水系流量調整弁	E71-MO-F005	中央制御室

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

第 1.4.24 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	RHR ポンプ(A) S/C 吸込弁	E11-MO-F001A	中央制御室
③#2	RHR ポンプ(A) ミニマムフロー弁	E11-MO-F024A	中央制御室
③#3	原子炉再循環ポンプ(A) 吐出弁	B32-MO-F002A	中央制御室
③#4	RHR A系停止時冷却吸込第一隔離弁	E11-MO-F015A	中央制御室
③#5	RHR A系停止時冷却吸込第二隔離弁	E11-MO-F016A	中央制御室
③#6	RHR ポンプ(A) 停止時冷却吸込弁	E11-MO-F017A	中央制御室
⑥	RHR A系停止時冷却注入隔離弁	E11-MO-F018A	中央制御室
⑧	RHR 熱交換器(A) 出口弁	E11-MO-F008A	中央制御室

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

第 1.4.25 図 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図

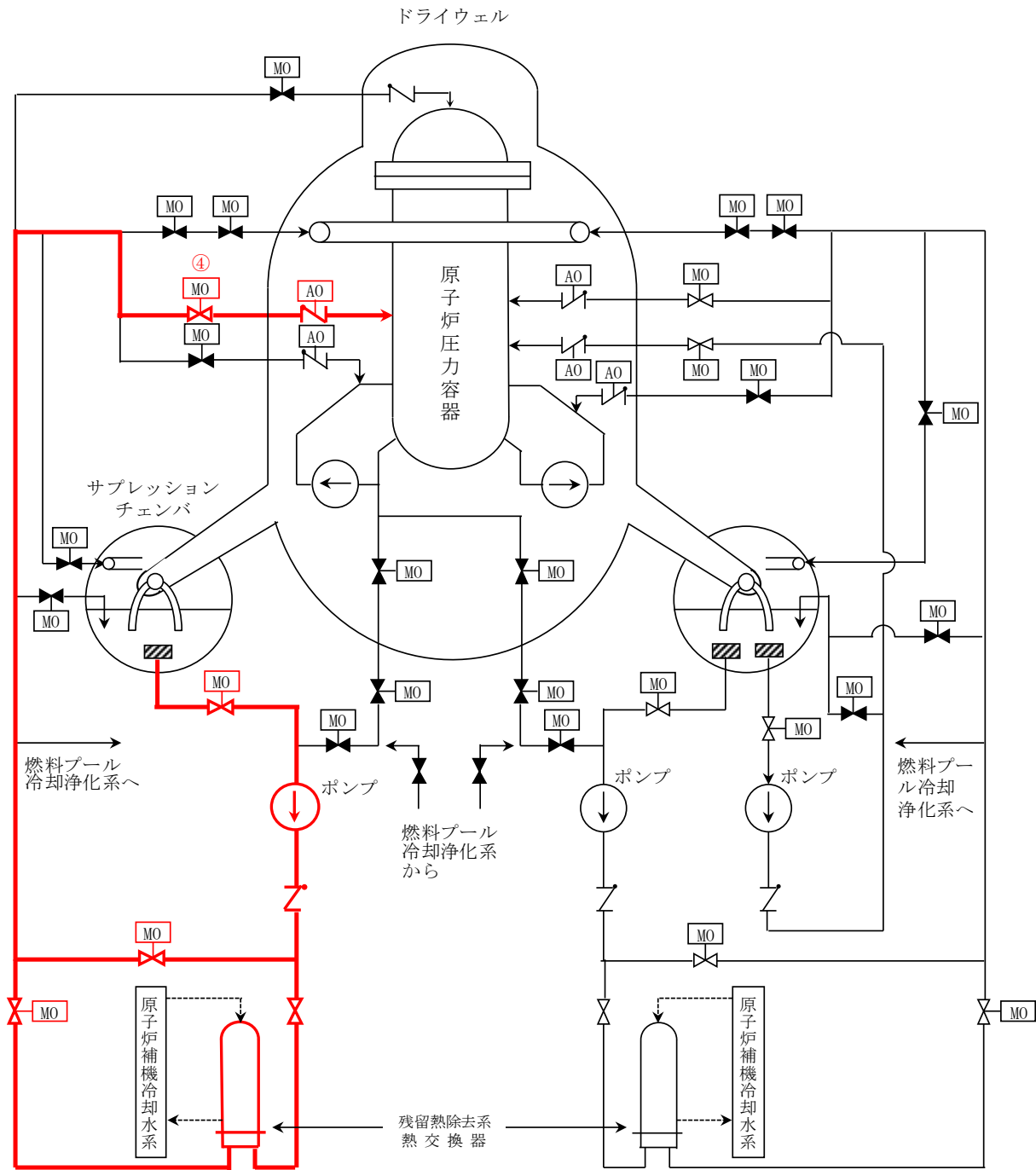
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考		
		10	20	30	40	50	60	70						
残留熱除去系電源復旧後の 発電用原子炉からの除熱	中央制御室運転員A 1	30分 発電用原子炉からの除熱										操作手順		
		電源確認※1												②
		系統構成※2												③
		弁自動閉止措置※3												④
		ポンプ起動※2												⑥

※1：訓練要員に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

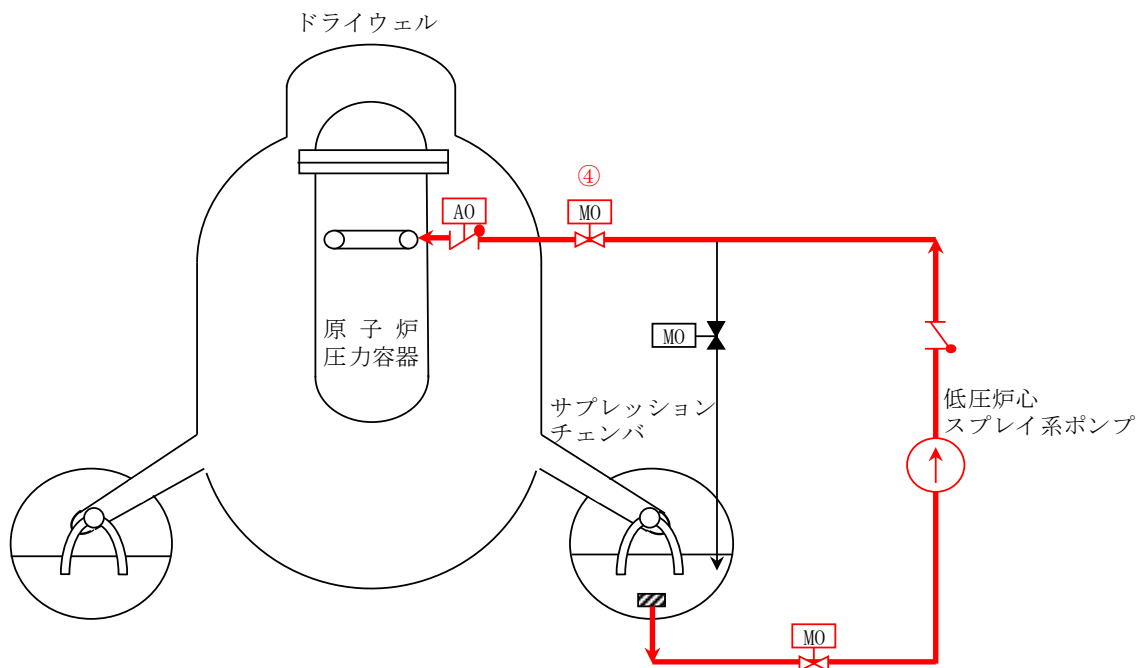
※3：機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.4.26 図 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 タイムチャート



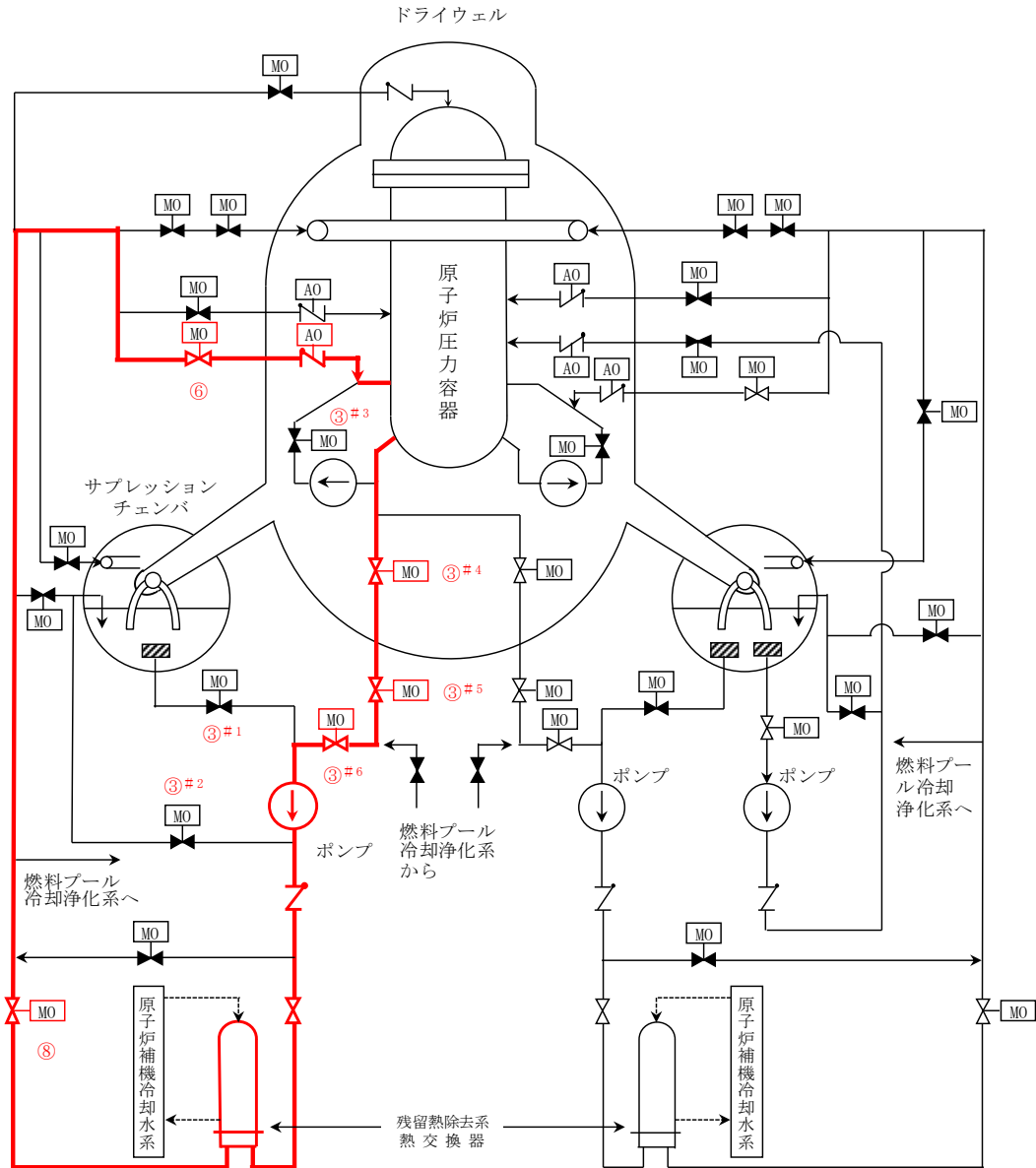
操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室

第 1. 4. 27 図 残留熱除去系（低圧注水モード）による
原子炉圧力容器への注水 概要図



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④	LPCS 注入隔離弁	E21-M0-F003	中央制御室

第 1.4.28 図 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図

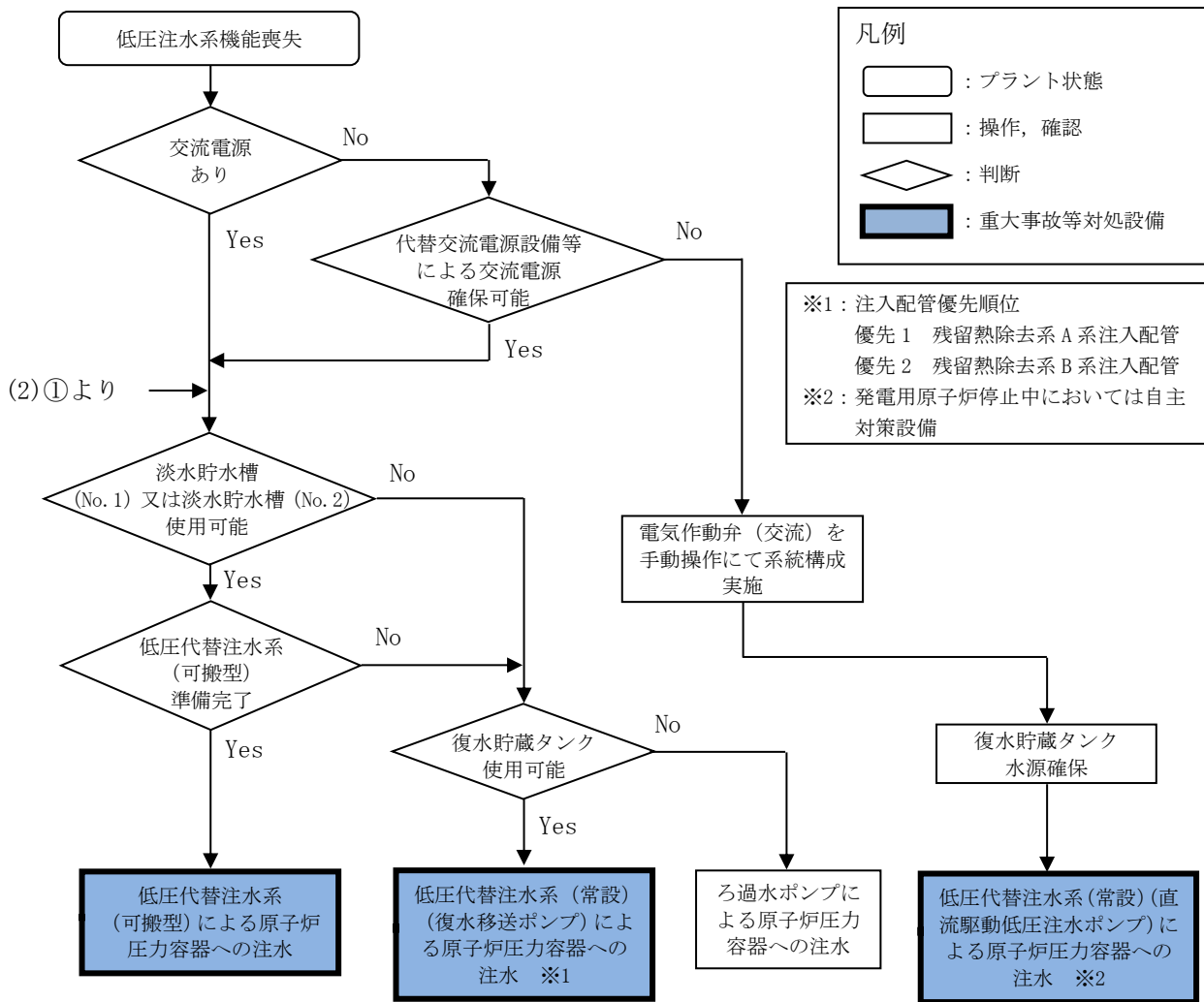


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	E11-MO-F001A	中央制御室
③ #2	RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁	E11-MO-F024A	中央制御室
③ #3	原子炉再循環ポンプ (A) 吐出弁	B32-MO-F002A	中央制御室
③ #4	RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁	E11-MO-F015A	中央制御室
③ #5	RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁	E11-MO-F016A	中央制御室
③ #6	RHR ポンプ (A) 停止時冷却吸込弁	E11-MO-F017A	中央制御室
⑥	RHR A 系停止時冷却注入隔離弁	E11-MO-F018A	中央制御室
⑧	RHR 熱交換器 (A) 出口弁	E11-MO-F008A	中央制御室

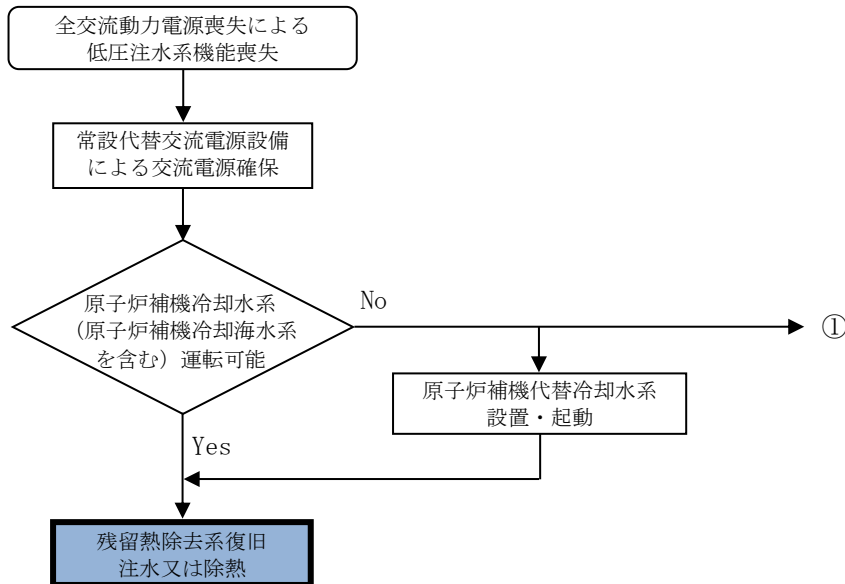
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.4.29 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による
発電用原子炉からの除熱 概要図

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

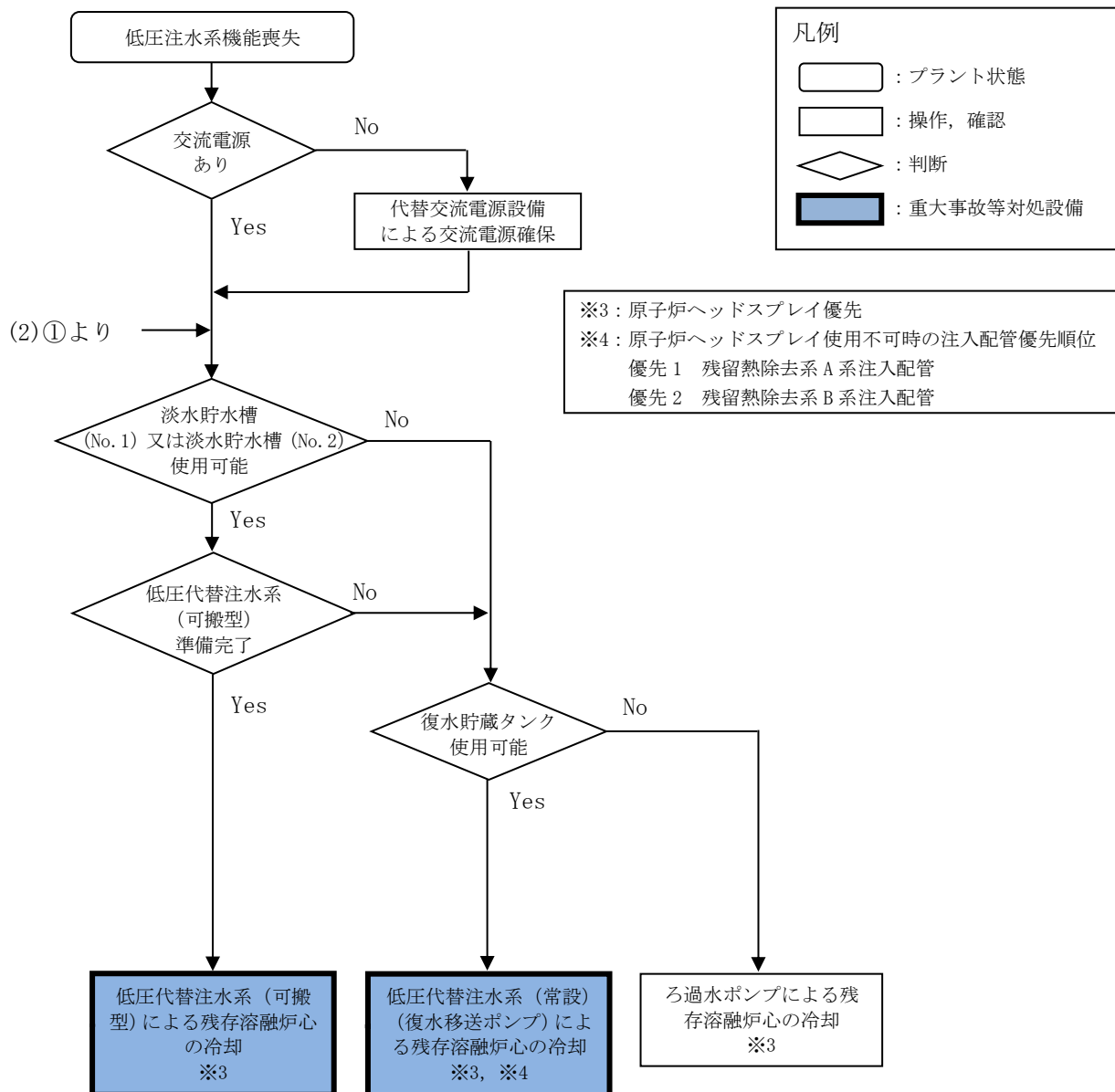


(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.4.30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)

(3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第 1. 4. 30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/6）

技術的能力審査基準（1.4）	番号	設置許可基準規則（47条）	技術基準規則（62条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する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必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	⑤
<p>(2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	③	<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	⑥
—	—	<p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑦

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

※4：発電用原子炉運転中にあつては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中にあつては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

：重大事故等対処設備

 ：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考	
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	—	—	—	—	—	—	
	サブプレッションチェンバ	既設								
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ※3	既設								
	原子炉圧力容器	既設								
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設								
	非常用交流電源設備	既設								
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設								
低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	サブプレッションチェンバ	既設								
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設								
	原子炉圧力容器	既設								
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設								
	非常用交流電源設備	既設								
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ								既設
		原子炉圧力容器								既設
残留熱除去系熱交換器		既設								
残留熱除去系配管・弁		既設								
原子炉再循環系配管・ジェットポンプ		既設								
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）		既設								
非常用交流電源設備		既設								

- ※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※2：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。
- ※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。
- ※4：発電用原子炉運転中にあつては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中にあつては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の復水移送ポンプ	復水移送ポンプ	既設	① ④ ⑥ ⑦	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の復水移送ポンプ	復水移送ポンプ	常設	15分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系A系配管・弁	既設			残留熱除去系B系配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレー系配管・弁	既設 新設			高圧炉心スプレー系配管・弁	常設			
	燃料プール補給水系弁	既設			燃料プール補給水系弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	非常用交流電源設備	既設			非常用交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			所内常設蓄電式直流電源設備	常設			
	代替所内電気設備	新設			代替所内電気設備	常設			
低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却※4	直流駆動低圧注水ポンプ	新設	① ④ ⑥ ⑦	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却※4	直流駆動低圧注水ポンプ	常設	35分	3名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	補給水系 配管	既設			補給水系 配管	常設			
	直流駆動低圧注水系配管・弁	新設			直流駆動低圧注水系配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ	既設			高圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ	常設			
	燃料プール補給水系弁	既設			燃料プール補給水系弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	常設代替直流電源設備	既設			常設代替直流電源設備	常設			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			所内常設蓄電式直流電源設備	常設			
	可搬型代替直流電源設備	新設			可搬型代替直流電源設備	常設 可搬			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：原子炉ヘッドスプレー配管・弁を除く。

※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

※4：発電用原子炉運転中においては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
低圧代替注水系（可搬型）による 発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	新設	① ② ④ ⑤ ⑦	—	—	—	—	—	—
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設							
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
—	—	—	—	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照	
				ろ過水タンク	常設				
				ろ過水系 配管・弁	常設				
				補給水系 配管・弁	常設				
				残留熱除去系 配管・弁	常設				
				原子炉圧力容器	常設				
				非常用交流電源設備	常設				
				常設代替交流電源設備	常設				
				可搬型代替交流電源設備	可搬				
				代替所内電気設備	常設				
常設代替交流電源（モード）の復旧注水による	残留熱除去系ポンプ	既設	① ③ ④	—	—	—	—	—	—
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ※3	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							

- ※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※2：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。
- ※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。
- ※4：発電用原子炉運転中にあつては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中にあつては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による 残存溶解炉心の冷却	復水移送ポンプ	既設	① ④	低圧代替注水系（常設） による残存溶解炉心の冷却 （復水移送ポンプ）	復水移送ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は 本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系A系 配管・弁	既設			残留熱除去系B系 配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレー系 配管・弁	既設 新設			高圧炉心スプレー系 配管・弁	常設			
	燃料プール補給水系 弁	既設			燃料プール補給水系 弁	常設			
	原子炉压力容器	既設			原子炉压力容器	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	所内常設蓄電式直流電 源設備	既設 新設			所内常設蓄電式直流電 源設備	常設			
	代替所内電気設備	新設			代替所内電気設備	常設			
	—	—			—	—			
				復水貯蔵タンク	常設				
				補給水系 配管・弁	常設				
				残留熱除去系原子炉 ヘッドスプレー 配管・弁	常設				
				高圧炉心スプレー系 配管・弁	常設				
				原子炉压力容器	常設				
				常設代替交流電源設備	常設				
				可搬型代替交流電源設備	常設 可搬				
				所内常設蓄電式直流電 源設備	常設				
				代替所内電気設備	常設				

- ※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※2：原子炉ヘッドスプレー配管・弁を除く。
- ※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。
- ※4：発電用原子炉運転中においては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶解炉心（可搬型）による 冷却	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設	① ④	低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶解炉心の冷却	大容量送水ポンプ（タイプI）	可搬	6時間30分	10名	自主対策とする理由は 本文参照
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設			淡水貯水槽（No.1）※1	常設			
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設			淡水貯水槽（No.2）※1	常設			
	ホース延長回収車	新設			ホース延長回収車	可搬			
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設			ホース・注水用ヘッド・接続口	可搬			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系 配管・弁※2	既設			残留熱除去系原子炉 ヘッドスプレイ 配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	代替所内電気設備	新設			代替所内電気設備	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			燃料補給設備	常設 可搬			
—	—	—	—	ろ過水ポンプによる 残存過水ポンプの冷却	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は 本文参照
				ろ過水タンク	常設				
				ろ過水系 配管・弁	常設				
				補給水系 配管・弁	常設				
				残留熱除去系 配管・弁	常設				
				原子炉圧力容器	常設				
				常設代替交流電源設備	常設				
				可搬型代替交流電源設備	常設 可搬				
				代替所内電気設備	常設				
常設代替交流電源設備の 原子炉停止時冷却 モード（原子炉停止時冷却）	残留熱除去系ポンプ	既設	① ③ ④	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ	既設							
	残留熱除去系 熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							

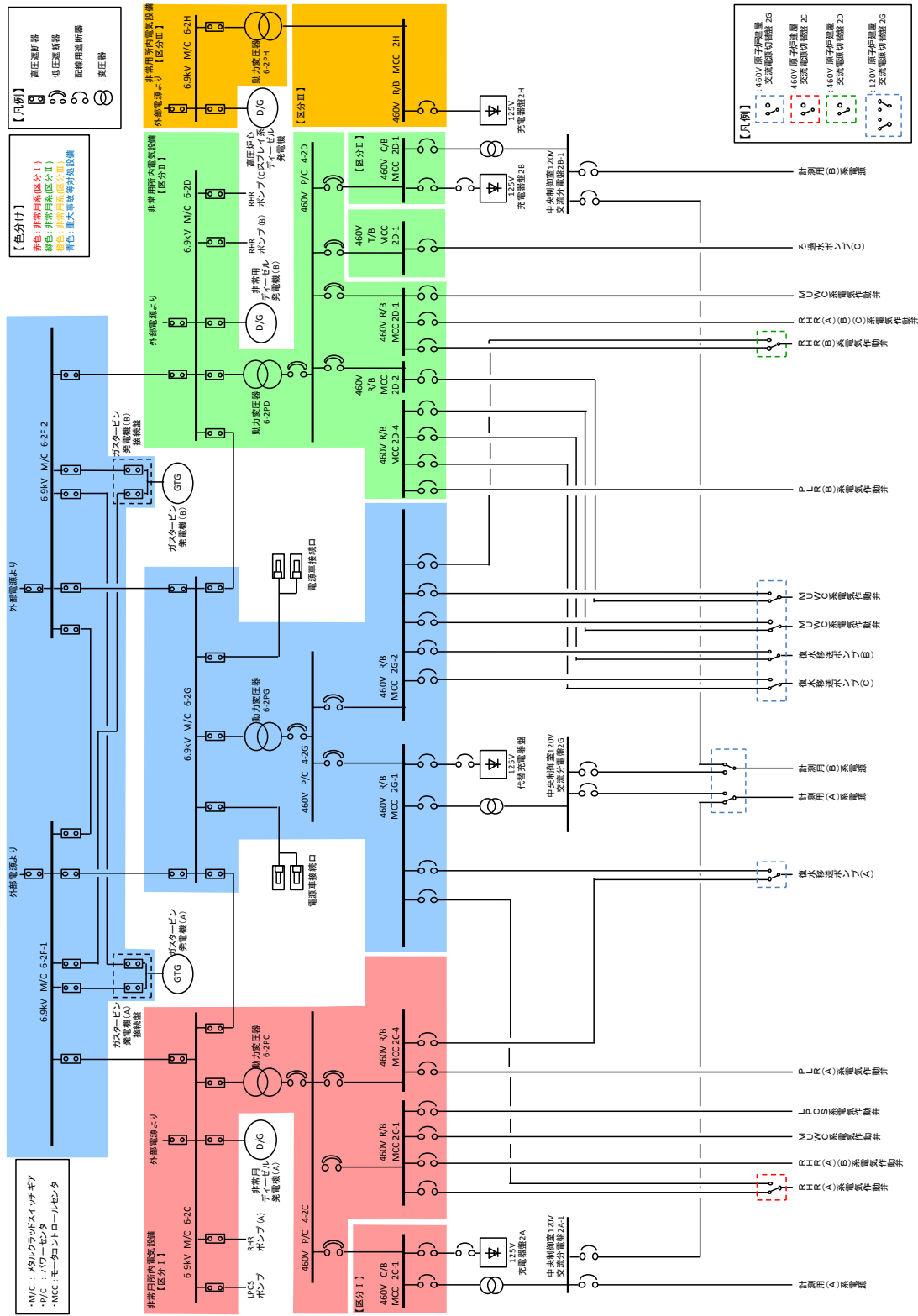
※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：原子炉ヘッドスプレイ配管・弁を除く。

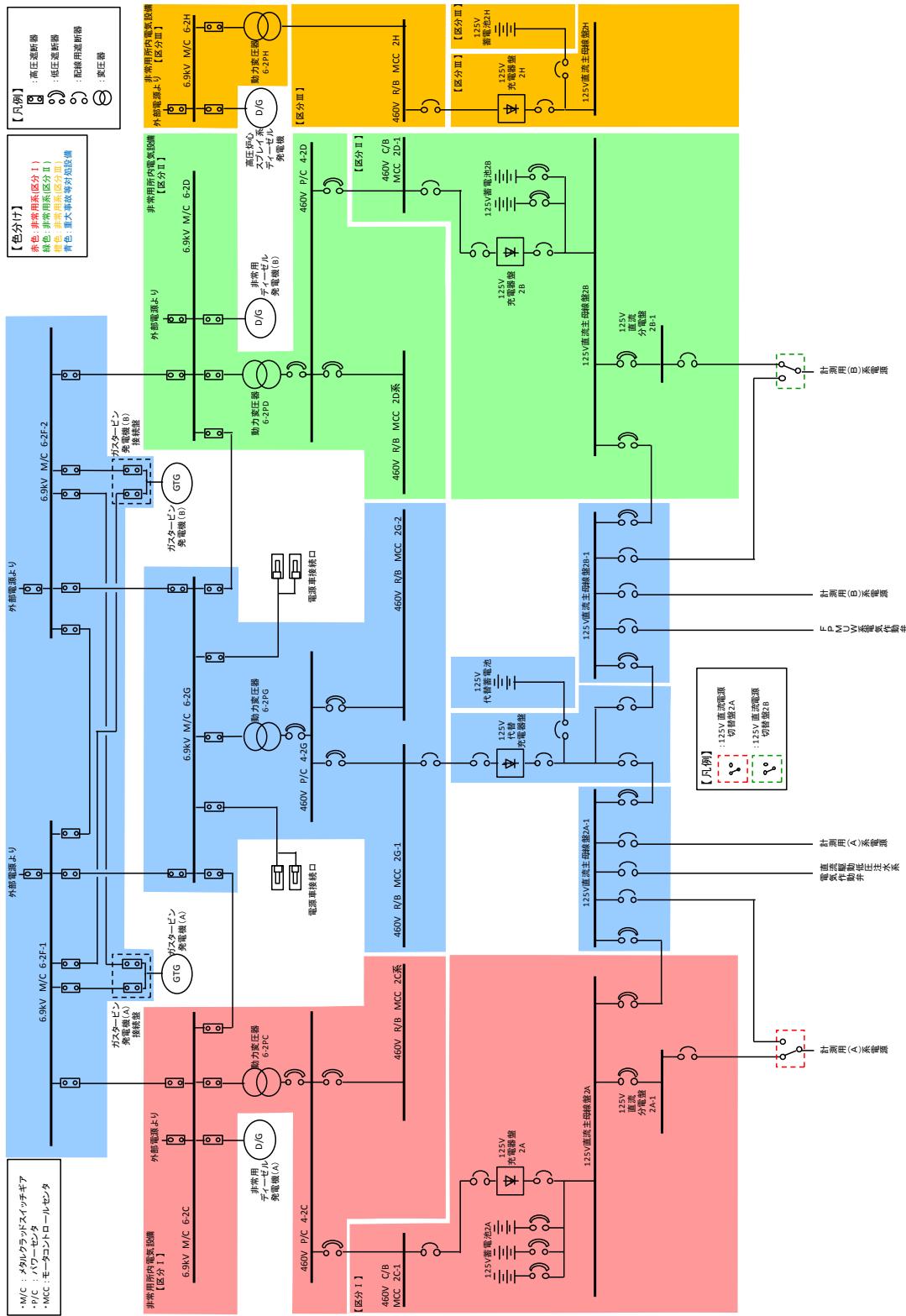
※3：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

※4：発電用原子炉運転中においては重大事故等対処設備，発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。

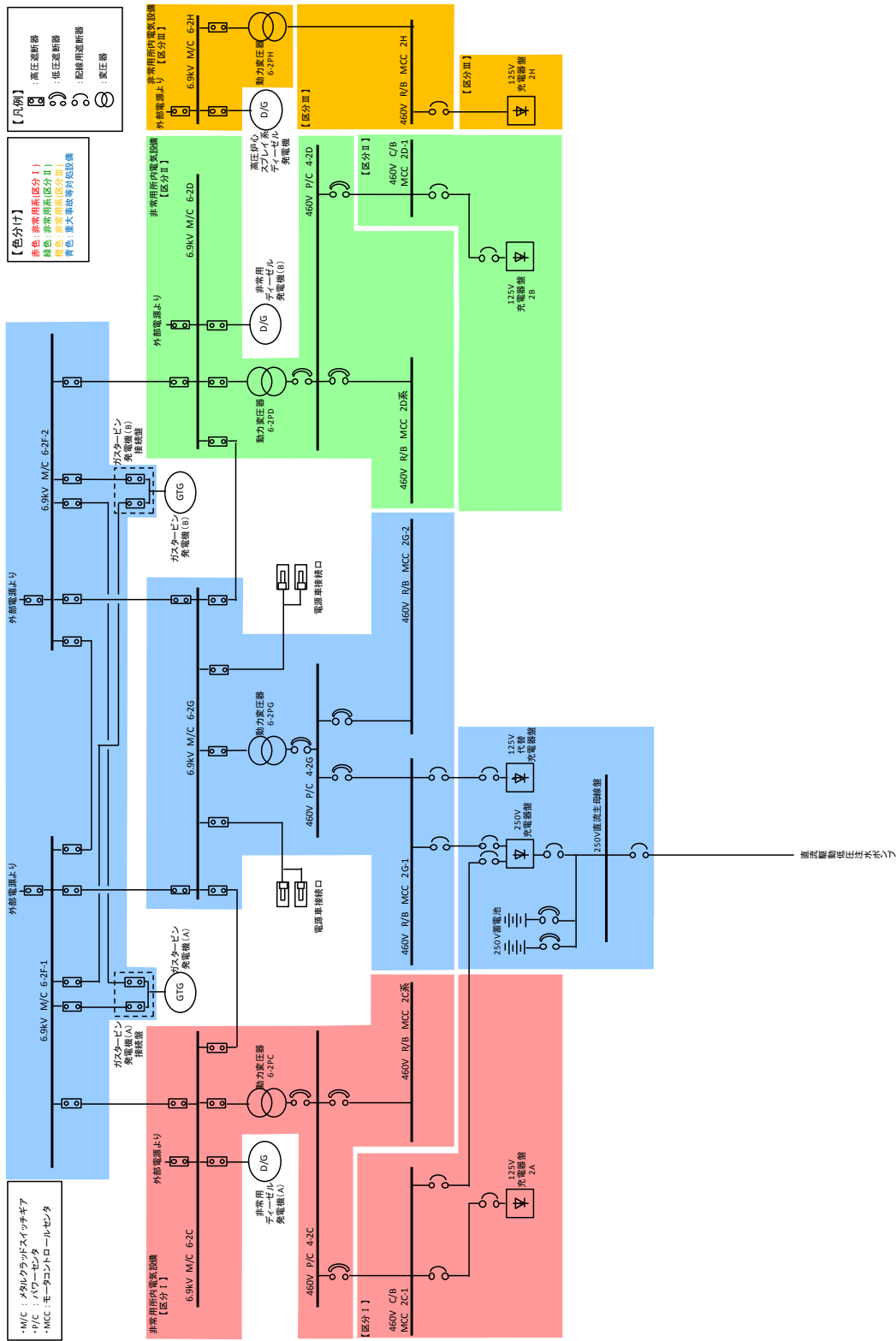
対応手段として選定した設備の電源構成図



第 1 図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)



第3図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

(1) 大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備及び送水

a. 操作概要

発電所対策本部は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により送水する。

b. 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺，原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 6時間 25分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下におい

て、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動

2. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(1) 現場での系統構成

a. 操作概要

全交流動力電源喪失時において、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水が行えるよう、手動にて HPCS 注入隔離弁を全開し、系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び時間

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水のうち、現場での系統構成に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：30分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、暗闇における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、暗闇においてもアクセス可能である。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。



HPCS 注入隔離弁

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

解積一覧

1. 判断基準の解積一覧

手順		判断基準記載内容	解積
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順	(3) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	原子炉圧力指示値が規定値以下	原子炉圧力指示値が <input type="text"/> 以下

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順		操作手順記載内容		解釈	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中に おける対応 手順	(1) フロントライン系 故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設) による 原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系 (常設) (復水 移送ポンプ) による原子炉圧力容 器への注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による 原子炉圧力容器への注水 ii. 低圧代替注水系 (常設) (直流 駆動低圧注水ポンプ) による原子 炉圧力容器への注水 (b) 低圧代替注水系 (可搬型) によ る原子炉圧力容器への注水 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原 子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値 以上 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄 流量指示値の上昇 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値 の上昇 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄 流量指示値の上昇 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値 が規定値以上 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値 の上昇 復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値 以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値が 145m ³ /h 程度 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値が 82m ³ /h 程度 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値が [] 程度 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が [] 以上 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値が 1160m ³ /h 程度まで上昇 復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上	
	(2) サポート系故障時 の対応手順 a. 復旧				
	(3) 溶融炉心が原子炉 圧力容器内に残存する 場合の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設) による 残存溶融炉心の冷却			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容		解釈	
1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [] 以上	
	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇	原子炉圧力指示値が [] 以下 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値が 1160m ³ /h 程度まで上昇	
1. 4. 2. 3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順	(1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水	-	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が規定値以上 残留熱除去系 (A) 出口流量指示値の上昇	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が [] 以上 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値が 1160m ³ /h 程度まで上昇	
	(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値の上昇	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力指示値が [] 以上 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値が [] 程度まで上昇	
	(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱	-	原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇	原子炉圧力指示値が [] 以下 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値が 1160m ³ /h 程度まで上昇	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P13-MO-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-MO-F022	MUWC サンプリング取出止め弁	中央制御室
P15-MO-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-MO-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
E11-MO-F004A	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F004B	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F004C	RHR C 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-MO-F062B	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E22-MO-F003	HPCS 注入隔離弁	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
E71-MO-F002	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	中央制御室
E71-MO-F005	直流駆動低圧注水系流量調整弁	中央制御室
P70-D001-4	原子炉・格納容器下部注水弁	屋外
P13-F172	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	屋外
P13-F175	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	屋外
P13-MO-F190	FW 系連絡第一弁	中央制御室
P13-MO-F191	FW 系連絡第二弁	中央制御室
E11-MO-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-MO-F010B	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-MO-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-MO-F009B	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-MO-F011A	RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-MO-F011B	RHR B 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-MO-F021	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F001A	RHR ポンプ(A)S/C 吸込弁	中央制御室
E11-MO-F001B	RHR ポンプ(B)S/C 吸込弁	中央制御室
E11-MO-F024A	RHR ポンプ(A) ミニマムフロー弁	中央制御室
E11-MO-F024B	RHR ポンプ(B) ミニマムフロー弁	中央制御室
B32-MO-F002A	原子炉再循環ポンプ(A)吐出弁	中央制御室
B32-MO-F002B	原子炉再循環ポンプ(B)吐出弁	中央制御室
E11-MO-F015A	RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁	中央制御室
E11-MO-F015B	RHR B 系停止時冷却吸込第一隔離弁	中央制御室
E11-MO-F016A	RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁	中央制御室
E11-MO-F016B	RHR B 系停止時冷却吸込第二隔離弁	中央制御室
E11-MO-F017A	RHR ポンプ(A)停止時冷却吸込弁	中央制御室
E11-MO-F017B	RHR ポンプ(B)停止時冷却吸込弁	中央制御室
E11-MO-F018A	RHR A 系停止時冷却注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F018B	RHR B 系停止時冷却注入隔離弁	中央制御室
E11-MO-F008A	RHR 熱交換器(A)出口弁	中央制御室
E11-MO-F008B	RHR 熱交換器(B)出口弁	中央制御室
E21-MO-F003	LPCS 注入隔離弁	中央制御室

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

< 目次 >

1.5.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - (b) 重大事故等対処設備
 - c. 手順等

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送
 - a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）
 - b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.5.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.5.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.5.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給
2. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ
3. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給
4. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
5. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
6. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保
7. 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保
8. 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保

添付資料 1.5.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 炉心損傷防止

a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード），原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による冷却機能である。

これらの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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対処設備を整備しており、ここではこの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.5.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する必要がある。最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対応設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を設置している。

これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、これらを重大事故等対応設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対応に用いるが、この設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対応設備を選定する（第1.5.1図）。

重大事故等対応設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備*を選定する。

※自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対応設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十八条及び技術基準規則第六十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対応設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）が健全であれば重大事故等の対応に用いる。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

この対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」における「残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱」で整理する。

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷

却モード) による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)
- ・ 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)

これらの対応手段及び設備は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」における「残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱」及び「残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ」で整理する。

重大事故等対処設備 (設計基準拡張) である原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器
- ・ 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 配管・弁・海水系
ストレーナ・サージタンク
- ・ 取水口
- ・ 取水路
- ・ 海水ポンプ室
- ・ 非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード, サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード) の故障を想定する。また, サポート系故障として原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の故障又は全交流動力電源喪失を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準, 基準規則からの要求により選定した対応手段と, その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお, 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備, 対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.5.1 表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送

- i. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除

熱（現場操作含む）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、原子炉格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。

また、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作をすることで最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送することが可能である。放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建屋内の原子炉棟外とする。

この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」で選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・ホース延長回収車
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）
- ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・薬液補給装置
- ・淡水貯水槽（No.1）
- ・淡水貯水槽（No.2）

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用したフィルタ装置への水補給は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水も利用できる。

- ii. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。

また、耐圧強化ベント系の隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び設置場所での人力操作をすることで最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送することが可能である。放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建屋内の原子炉棟外とする。設置場所での操作は炉心損傷前であることから放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 遠隔手動弁操作設備
- ・ 原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・ 非常用ガス処理系 配管・弁
- ・ 排気筒
- ・ 原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備

原子炉格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバベント（以下「S/C ベント」という。）（現場操作含む）

優先②：原子炉格納容器フィルタベント系によるドライウェルベント（以下「D/W ベント」という。）（現場操作含む）

優先③：耐圧強化ベント系による S/C ベント（現場操作含む）

優先④：耐圧強化ベント系による D/W ベント（現場操作含む）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）で使用する設備のうち、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、可搬型窒素ガス供給装置、遠隔手動弁操作設備、ホース延長回収車、ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口、ホース・注水用ヘッ

ダ・接続口，原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁，原子炉格納容器調気系配管・弁，原子炉格納容器（真空破壊装置を含む），大容量送水ポンプ（タイプ I），所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は，「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の補給等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）で使用する設備のうち，遠隔手動弁操作設備，原子炉格納容器調気系配管・弁，非常用ガス処理系配管・弁，排気筒，原子炉格納容器（真空破壊装置を含む），常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.5.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の使用が不可能な場合においても最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送できる。

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

・薬液補給装置

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており，原子炉格納容器ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても，アルカリ性を維持可能であるため薬液の補給は不要であるが，フィルタ装置への水補給と合わせて，本設備を用いて外部から薬液を補給することとしていることから，最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する機能を維持する手段として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

i. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保

設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，原子炉補機代替冷却水系を用いて最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段がある。

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保で使用する設備は以下

のとおり。

- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・除熱用ヘッダ・接続口
- ・原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・燃料プール冷却浄化系熱交換器
- ・取水口
- ・取水路
- ・海水ポンプ室
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

原子炉補機代替冷却水系を用いて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

なお，全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は，常設代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。

残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
- ・残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）
- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
- ・常設代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保で使用する設備のうち，熱交換器ユニット，大容量送水ポンプ（タイプ I），ホース延長回収車，ホース・除熱用ヘッダ・接続口，原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク，残留熱除去系熱交換器，燃料プール冷却浄化系熱交換器，取水口，取水路，海水ポンプ室，常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

原子炉補機代替冷却水系と併せて使用する設備のうち，常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）は重大事故等対処設備（設

計基準拡張)として位置付ける。

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

(添付資料 1.5.1)

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

c. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書（徴候ベース）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.5.1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.5.2 表、第 1.5.3 表）。

(添付資料 1.5.2)

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送

a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、原子炉格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合は、FCVSベントライン隔離弁（A）又はFCVSベントライン隔離弁（B）を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、S/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁については、FCVSベントライン隔離弁（A）又はFCVSベントライン隔離弁（B）を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
(現場操作含む)

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*}前において、原子炉格納容器内の圧力が 0.384MPa [gage] に到達した場合。

※：「炉心損傷」は、格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が設計基準事故相当の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) 手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.5.2 図に、概要図を第 1.5.4 図に、タイムチャートを第 1.5.5 図及び第 1.5.6 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、原子炉格納容器調気系 (以下「AC 系」という。) 隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤で AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課

長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報を発電課長に適宜報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報を発電所対策本部長に報告する。
- ⑩ 発電所対策本部長は、原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa [gage] に到達した場合、発電課長に原子炉格納容器ベントの開始を指示する。
- ⑪ 発電課長は、運転員にサプレッションチェンバ (以下「S/C」という。) 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、ドライウェル (以下「D/W」という。) 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑫^a S/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合

中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

- ⑫^b S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合

中央制御室運転員 A は、D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による D/W 側からの原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

- ⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下並びにフィルタ装置入口圧力指示値及びフィルタ装置出口圧力指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は発電課長に報告する。また、

発電課長は、フィルタ装置への水補給を実施するよう発電所対策本部に依頼する。

- ⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑯ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑰ 発電課長は、運転員にFCVS ベントライン隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑱ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又はFCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又はFCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑲ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑳ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉑ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉒ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は 15 分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場

合は1時間15分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は5分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は1時間35分以内で可能である。

なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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

遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.5.3)

(b) フィルタ装置への水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位（許容最小水量）に到達する前に、重大事故用給水ラインからフィルタ装置への水補給を実施する。

i. 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が下限水位（許容最小水量）を下回ると判断した場合。

ii. 操作手順

フィルタ装置への水補給手順（フィルタ装置（A）の水補給）は以下のとおり。（フィルタ装置（B）、（C）の水補給手順も同様。）

概要図を第1.5.7図に、タイムチャートを第1.5.8図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備開始を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、フィルタ装置への水補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡す

る。

- ⑥ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑧^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合
重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続が完了した後、系統構成としてフィルタ装置（A）屋外側重大事故時給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし、フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑧^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合
重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続が完了した後、系統構成として建屋内事故時給水ライン元弁の全開及びフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし、フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を依頼する。
- ⑩ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への給水が開始されたことをフィルタベント系制御盤で、フィルタ装置水位指示値が上昇したことにより確認する。その後、通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑫^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑫^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁、建屋内事故時給水ライン元弁の全閉及びフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置

への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 9 名で作業を実施した場合、作業開始を判断して大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水開始まで 6 時間 25 分以内で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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

※フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

（添付資料 1.5.3）

(c) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

i. 手順着手の判断基準

原子炉格納容器フィルタベント系の停止を判断した場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.5.9 図に、タイムチャートを第 1.5.10 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ準備のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。

- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ前の系統構成として、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 及び FCVS ベントライン隔離弁 (B) の全閉を確認し、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を発電課長に報告する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定のための系統構成として、フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁、フィルタ装置出口水素濃度計入口弁及びフィルタ装置出口水素濃度計出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とする。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置出口水素・酸素濃度計を起動し、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定の開始を発電課長に報告する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑩ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑫^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外) を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。
- ⑫^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。
- ⑬ 発電課長は、運転員に窒素ガスの注入開始を指示する。

- ⑭ 現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で開操作し、窒素ガスの注入を実施する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、窒素ガスの注入が開始されたことをフィルタ装置入口圧力指示値の上昇及びフィルタ装置出口水素濃度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑯ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置入口圧力指示値によりフィルタ装置入口配管内の圧力が正圧であることを確認する。また、窒素ガスを規定時間注入したことを確認し、窒素ガス注入完了を発電課長に報告する。
- ⑰ 発電課長は、運転員に窒素ガス注入の停止操作並びにフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視を指示する。
- ⑱^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用した場合
現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とした後、FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁及び PSA 窒素供給ライン元弁を全閉とし、窒素ガス注入の停止を発電課長に報告する。
- ⑱^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用した場合
現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とした後、FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁及び建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を全閉とし、窒素ガス注入の停止を発電課長に報告する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ開始まで 5 時間以内で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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

(添付資料 1.5.3)

(d) フィルタ装置への薬液補給

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能であるが、水補給に合わせて薬液を補給する。

i. 手順着手の判断基準

フィルタ装置への水補給を行う場合。

ii. 操作手順

フィルタ装置 (A) への薬液補給の手順は以下のとおり。(フィルタ装置 (B), (C) への薬液補給手順も同様。)

概要図を第 1.5.11 図に, タイムチャートを第 1.5.12 図に示す。

- ① 発電課長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は, 発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の準備のため, 薬液補給装置の設置, ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は, フィルタ装置への薬液補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は, 薬液補給装置の設置, ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は, フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) へホースを接続する場合は, ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また, 発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑥ 発電課長は, 発電所対策本部からの連絡により, フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) へホースを接続する場合は, ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は, ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また, 発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は, 薬液補給装置を原子炉建屋近傍に設置し, ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また, 発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨ 発電課長は, 発電所対策本部に薬液補給の開始を依頼する。
- ⑩^a フィルタ装置水・薬液補給接続口 (屋外) を使用する場合
重大事故等対応要員は, 薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし, 薬液補給を開始する。
- ⑩^b フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合
重大事故等対応要員は, 建屋内事故時用給水ライン元弁を全開とした後, 薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし, 薬液補給を開始する。

- ⑪ 重大事故等対応要員は、規定量の薬液が補給されたことを確認し、薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。
- ⑬^a フィルタ装置水・薬液補給接続口(屋外)を使用した場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑬^b フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)を使用した場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉及び建屋内事故時用給水ライン元弁を全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 2 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置への薬液補給開始まで 3 時間 50 分以内で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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

※フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)へホースを接続する場合に必要な要員

(添付資料 1.5.3)

b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。

また、原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合は、PCV 耐圧強化ベ

ト用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全閉し，原子炉格納容器ベントを停止することを基本として，その他の要因を考慮した上で総合的に判断し，適切に対応する。なお，S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁については，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全閉後，原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等，より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*1} 前において，原子炉格納容器内の圧力が 0.384MPa [gage] に到達した場合で，原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失^{*2} した場合。

※1：「炉心損傷」は，格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が設計基準事故相当の 10 倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2：「原子炉格納容器フィルタベント系」設備に故障が発生した場合。

(b) 操作手順

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.5.2 図に，概要図を第 1.5.13 図に，タイムチャートを第 1.5.14 図及び第 1.5.15 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は，発電課長に耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は，運転員に耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器ベント前の確認として，AC 系隔離信号が発生している場合は，原子炉冷却制御盤で AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器ベント前の系統構成として非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し，非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)，非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)，ベント用 SGTS 側隔離弁，格納容器排気 SGTS 側止め弁，ベント用

HVAC 側隔離弁，格納容器排気 HVAC 側止め弁，FCVS ベントライン隔離弁 (A) 及び FCVS ベントライン隔離弁 (B) の全閉確認を行う。

- ⑦ 中央制御室運転員 A は，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全開とし，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。なお，中央制御室からの操作により調整開又は全開にできない場合は，現場運転員 B 及び C は，原子炉建屋原子炉棟内の設置場所で PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全開とし，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また，発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器内の圧力に関する情報を発電課長に適宜報告する。また，発電課長は，原子炉格納容器内の圧力に関する情報を発電所対策本部長に報告する。
- ⑨ 発電所対策本部長は，原子炉格納容器内の圧力が 0.427MPa [gage] に到達した場合，発電課長に原子炉格納容器ベントの開始を指示する。
- ⑩ 発電課長は，運転員に S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また，S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は，D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑪^aS/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合
中央制御室運転員 A は，S/C ベント用出口隔離弁を全開とし，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお，中央制御室からの操作により全開にできない場合は，現場運転員 B 及び C は，原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁を全開とし，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。
- ⑪^bS/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合
中央制御室運転員 A は，D/W ベント用出口隔離弁を全開とし，耐圧強化ベント系による D/W 側からの原子炉格納容器ベントを開始する。なお，中央制御室からの操作により全開にできない場合は，現場運転員 B 及び C は，原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて D/W ベント用出口隔離弁を全開とし，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを，格納容器内圧力指示値の低下により確認し，発電課長に報告する。また，発電課長は，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。
- ⑬ 発電課長は，原子炉格納容器ベント開始後，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し，原子炉格納

容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。

- ⑭ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑮ 発電課長は、運転員に PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑯ 中央制御室運転員 A は、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋原子炉棟内の設置場所で PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑰ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑱ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑲ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑳ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は 15 分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は 55 分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は 5 分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は 1 時

間35分以内で可能である。

なお、炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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

遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.5.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.5.25 図に示す。

残留熱除去系が機能喪失した場合は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の除熱を実施する。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントは、中央制御室からの操作により実施するが、耐圧強化ベント系の隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び設置場所での人力操作を行う。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系を用いて、原子炉格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C ベントラインが使用できない場合は、D/W を経由する経路を第二優先とする。

1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能が喪失した場合、発電用原子炉からの除熱、原子炉格納容器内の除熱及び使用済燃料プールの除熱ができなくなるため、原子炉補機代替冷却水系を用いた補機冷却水確保のため、原子炉補機冷却水系の系統構成を行い、原子炉補機代替冷却水系により補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、補機冷却水確保を確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブレーションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を使用できない場合。

(b) 操作手順

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.5.3 図に、概要図を第 1.5.16 図, 第 1.5.20 図に、タイムチャートを第 1.5.17 図, 第 1.5.18 図, 第 1.5.19 図, 第 1.5.21 図, 第 1.5.22 図, 第 1.5.23 図に示す。

i. 運転員操作

（本手順は A 系による補機冷却水確保の場合であり、B 系による補機冷却水確保の手順は⑦、⑧を除き同様である。）

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。
- ②発電課長は、発電所対策本部に原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の準備のため、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の中央制御室側系統構成を実施し、発電課長に報告する。
- ⑤現場運転員 B 及び C は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の系統構成を実施し、発電課長に報告する。

- ⑥発電課長は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の系統構成が完了したことを発電所対策本部に連絡する。
- ⑦発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、熱交換器ユニット接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑨発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、重大事故等対応要員による熱交換器ユニットの設置及び淡水側のホースの敷設並びに接続が完了していることを確認する。
- ⑩発電課長は、運転員に熱交換器ユニットの淡水側水張り操作を指示する。
- ⑪現場運転員 B 及び C は、熱交換器ユニットの淡水側水張りのため RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁（A）の開操作を実施し、発電課長に報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑫発電課長は、運転員に原子炉補機代替冷却水系のベント操作を指示する。
- ⑬現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外で原子炉補機代替冷却水系のベント操作を実施し、発電課長に報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑭発電課長は、発電所対策本部からの連絡により淡水側の水張りが完了したことを確認後、運転員に系統構成を指示する。
- ⑮現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外で RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁（A）、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁（A）、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁（A）及び RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁（A）を全開とし、発電課長に報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑯発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、熱交換器ユニットの淡水ポンプによる補機冷却水の供給が開始したことを確認する。
- ⑰発電課長は、運転員に残留熱除去系熱交換器（A）及び燃料プール冷却浄化系熱交換器（A）の冷却水確保を指示する。
- ⑱中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器（A）冷却水出口弁を、残留熱除去系熱交換器（A）冷却水入口流量が規定流量となるように調整し、発電課長に報告する。
- ⑲中央制御室運転員 A は、FPC 熱交換器（A）冷却水出口弁を、燃料プール冷却浄化系熱交換器（A）冷却水入口流量が規定流量となるように調整し、発電課長に報告する。

ii. 重大事故等対応要員操作

（本手順は A 系による補機冷却水確保の場合であり、B 系による補機冷却

水確保の手順は③を除き同様)

- ①重大事故等対応要員は、発電所対策本部の指示により、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置並びにホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ②重大事故等対応要員は、海水ポンプ室より海水を取水する場合、海水ポンプ室防潮壁扉を開放する。
- ③重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ④重大事故等対応要員は、現場で熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置並びにホースの敷設及び接続口への接続を実施する。
- ⑤重大事故等対応要員は、現場で熱交換器ユニットの設置及び淡水側のホースの敷設並びに接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑥重大事故等対応要員は、運転員による原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保の系統構成が完了していることを発電所対策本部に確認後、熱交換器ユニット等の淡水側水張り操作依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦重大事故等対応要員は、現場運転員による熱交換器ユニット淡水側への通水操作後、熱交換器ユニット淡水側のベント操作を実施する。
- ⑧重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット淡水側のベント操作完了後、淡水側の水張り範囲において漏えいのないことを目視で確認し、淡水側の水張り操作が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置及び海水側のホースの敷設並びに接続が完了後、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を起動し、熱交換器ユニットへの通水を開始する。
- ⑩重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット海水側のベント操作を実施する。
- ⑪重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット海水側のベント操作完了後、海水側の水張り範囲において漏えいのないことを目視で確認する。
- ⑫重大事故等対応要員は、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置並びにホースの敷設及び接続が完了し、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水の供給準備が完了したことを発電所対策本部に報告する。
- ⑬重大事故等対応要員は、発電所対策本部の指示により、熱交換器ユニットの淡水ポンプを起動する。
- ⑭重大事故等対応要員は、熱交換器ユニットの淡水ポンプ吐出圧力を確認

し、吐出圧力が規定圧力となるように淡水ポンプ出口弁開度を調整し、補機冷却水供給を開始したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は、発電課長に連絡する。

- ⑮重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットの運転状態を継続して監視する。

(c) 操作の成立性

上記の補機冷却水確保操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 6 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで A 系は 1 時間 5 分以内、B 系は 1 時間 15 分以内、熱交換器ユニット水張りから原子炉補機代替冷却水系空気抜き完了まで A 系は 45 分以内、B 系は 50 分以内で可能である。

重大事故等対応要員操作の補機冷却水供給開始まで、取水口から海水を取水する場合は 7 時間 35 分以内、海水ポンプ室から海水を取水する場合は 9 時間以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.5.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.5.25 図に示す。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が機能喪失した場合は、原子炉補機代替冷却水系により、海へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系を使用して発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱を行う。

1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が健全な場合は、自動起動信号による作動又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を起動し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保を行う。

a. 手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。

b. 操作手順

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.5.24 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1）又はドライウェル圧力高）により待機中の原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの起動並びに RCW 熱交換器冷却水出口弁及び RHR 熱交換器冷却水出口弁の全開を確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による補機冷却水確保が開始されたことを原子炉補機冷却水系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備する。

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。

原子炉格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」で整備する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置に関する手順及び大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水又は海水を供給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整備する。

残留熱除去系ポンプ、電気作動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに電源車、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

第 1.5.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(1/3)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等対処設備(設計基準拡張)	—	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) ※1 による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※1	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」
		残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード) ※2 及び格納容器スプレイ冷却モード) ※2 による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書 (微候ベース) 「S/P 温度制御」 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」, 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
	—	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む) による除熱	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水系熱交換器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 配管・弁・海水ストレーナ・サージタンク 取水口 取水路 海水ポンプ室 非常用交流電源設備 ※4	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保」

※1: 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備する。

※2: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」で整備する。

※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

※5: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/3)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 可搬型窒素ガス供給装置 遠隔手動弁操作設備 ホース延長回収車 ※3 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む) ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 所内常設蓄電式直流電源設備 ※4 可搬型代替直流電源設備 ※4 大容量送水ポンプ(タイプI) ※3	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント系」
			薬液補給装置 淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※5 淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※5		
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器調気系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒 原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む) 常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 代替所内電気設備 ※4 所内常設蓄電式直流電源設備 ※4 可搬型代替直流電源設備 ※4	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」で整備する。

※4：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/3)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保	熱交換器ユニット 大容量送水ポンプ (タイプ I) ホース延長回収車 ホース・除熱用ヘッダ・接続口 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク 残留熱除去系熱交換器 燃料プール冷却浄化系熱交換器 取水口 取水路 海水ポンプ室 常設代替交流電源設備 ※4 燃料補給設備 ※4	非常時操作手順書 (微候ベース) 「S/P 温度制御」等 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」
			残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※1 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	

※1：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整備する。

※4：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 1.5.2 表 重大事故等対処に係る監視計器
監視計器一覧 (1/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ

監視計器一覧 (2/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (b) フィルタ装置への水補給		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (c) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (d) フィルタ装置への薬液補給		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)

監視計器一覧 (3/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「耐圧強化ベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ

監視計器一覧 (4/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」	判断基準	補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 (B) 冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (A) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 (B) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却海水系ポンプ (A) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (B) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (C) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (D) 出口圧力
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 水位 原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 水位
	操作	補機監視機能	プレート式熱交換器出口温度 淡水ポンプ出口圧力 淡水ポンプ入口圧力 ストレーナ入口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		水源の確保	原子炉補機冷却水系サージタンク (A) 水位 原子炉補機冷却水系サージタンク (B) 水位

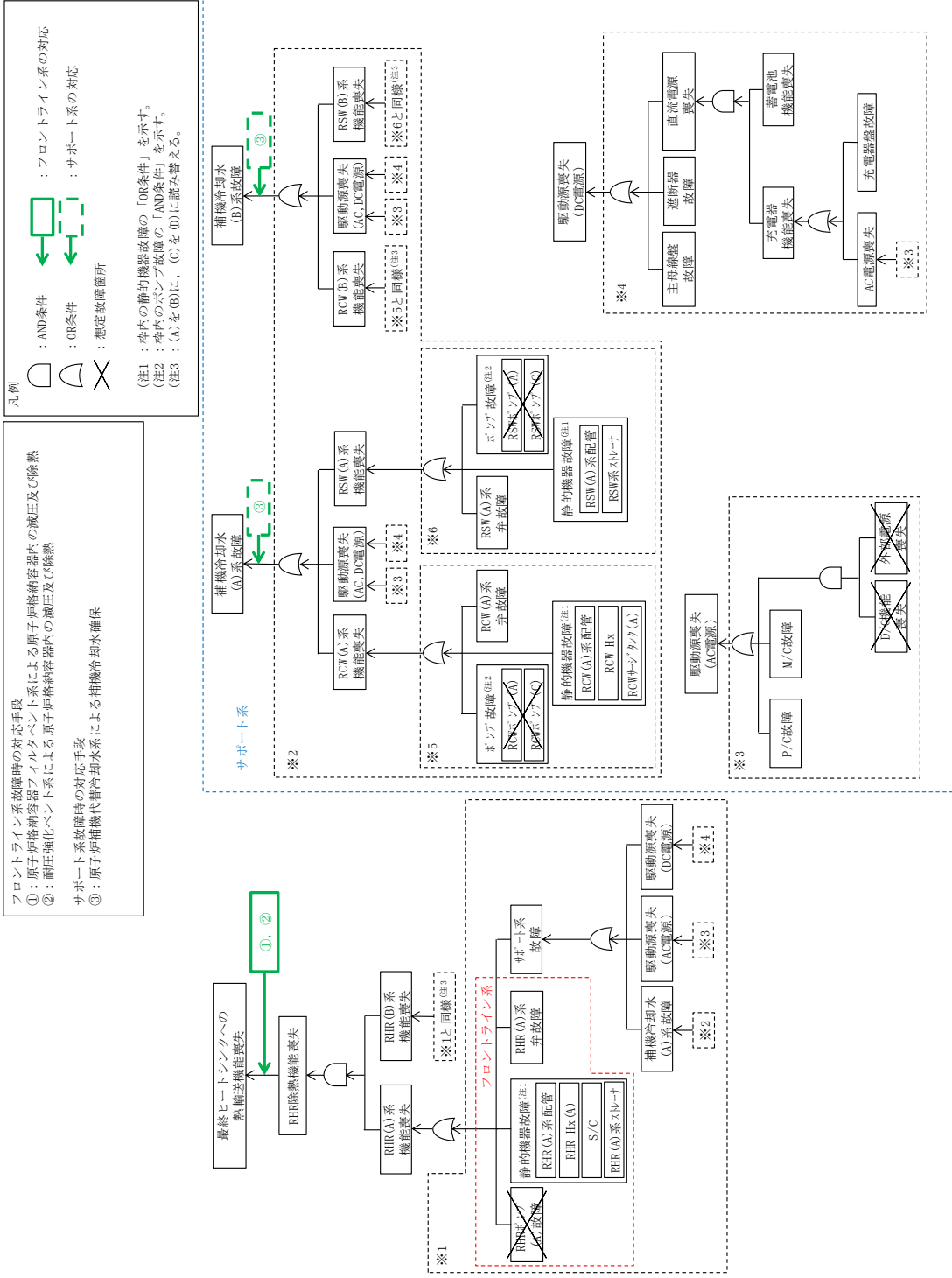
監視計器一覧 (5/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.5.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) による補機冷却水確保		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等	判断基準	原子炉压力容器内の温度
非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保」		原子炉格納容器内の温度
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
	操作	原子炉格納容器内の温度
最終ヒートシンクの確保		残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系 (A) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 (B) 冷却水供給温度

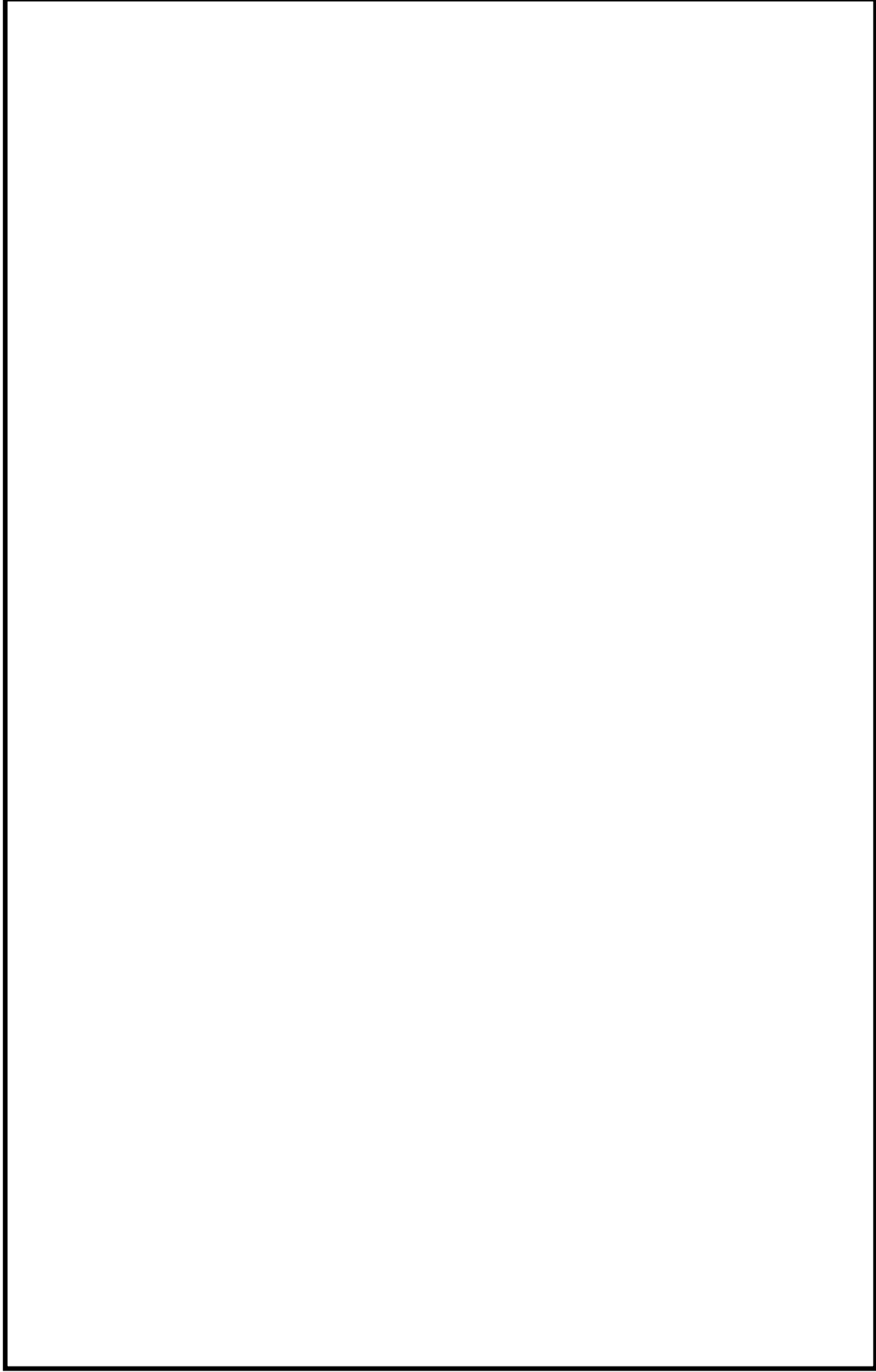
第 1.5.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.5】 最終ヒートシンク へ熱を輸送する ための手順等	原子炉格納容器フィル タベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1
	原子炉格納容器調気系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
	原子炉補機冷却水系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系

※：供給負荷は監視計器

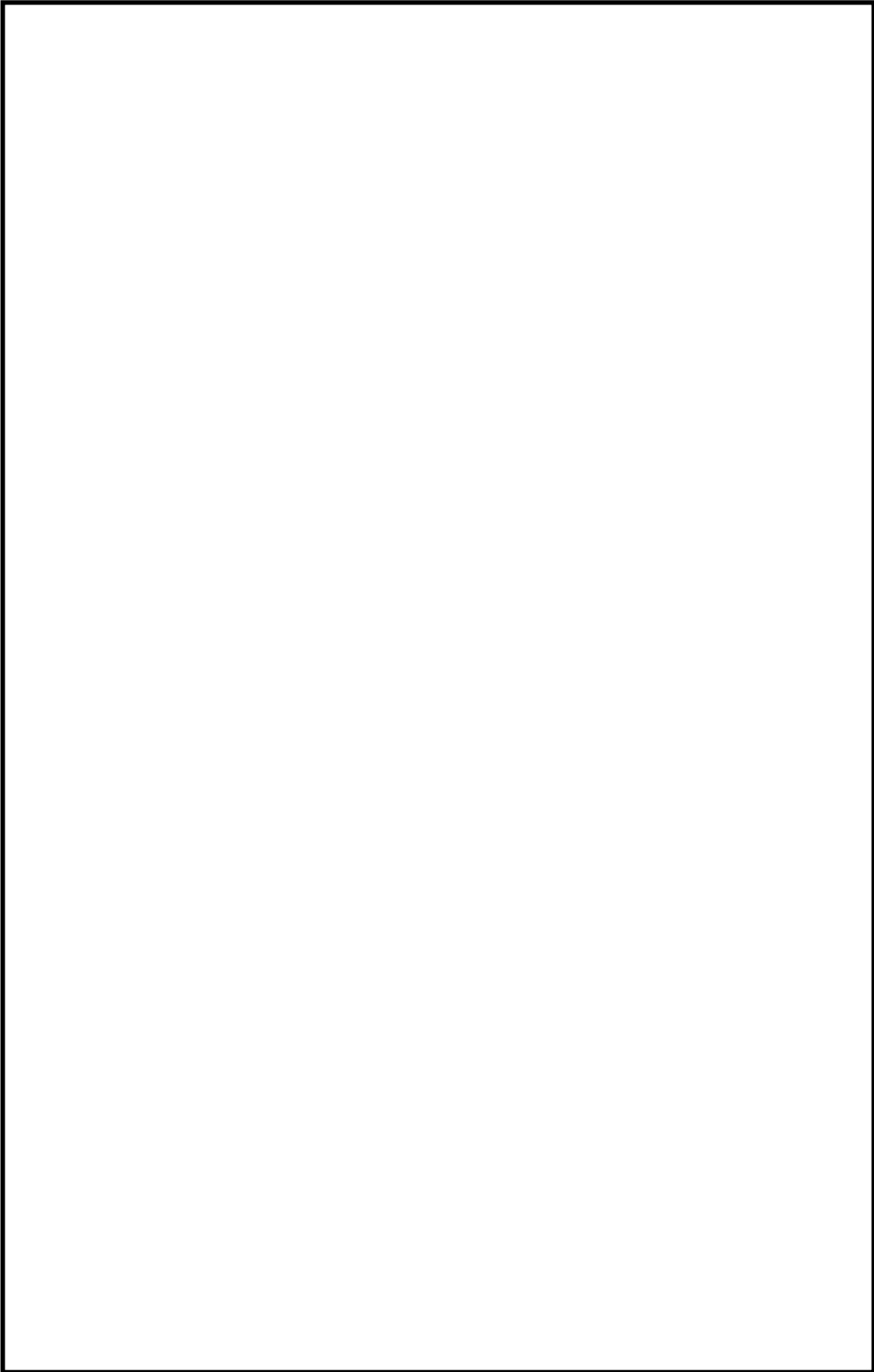


第 1.5.1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.5.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」 における対応フロー

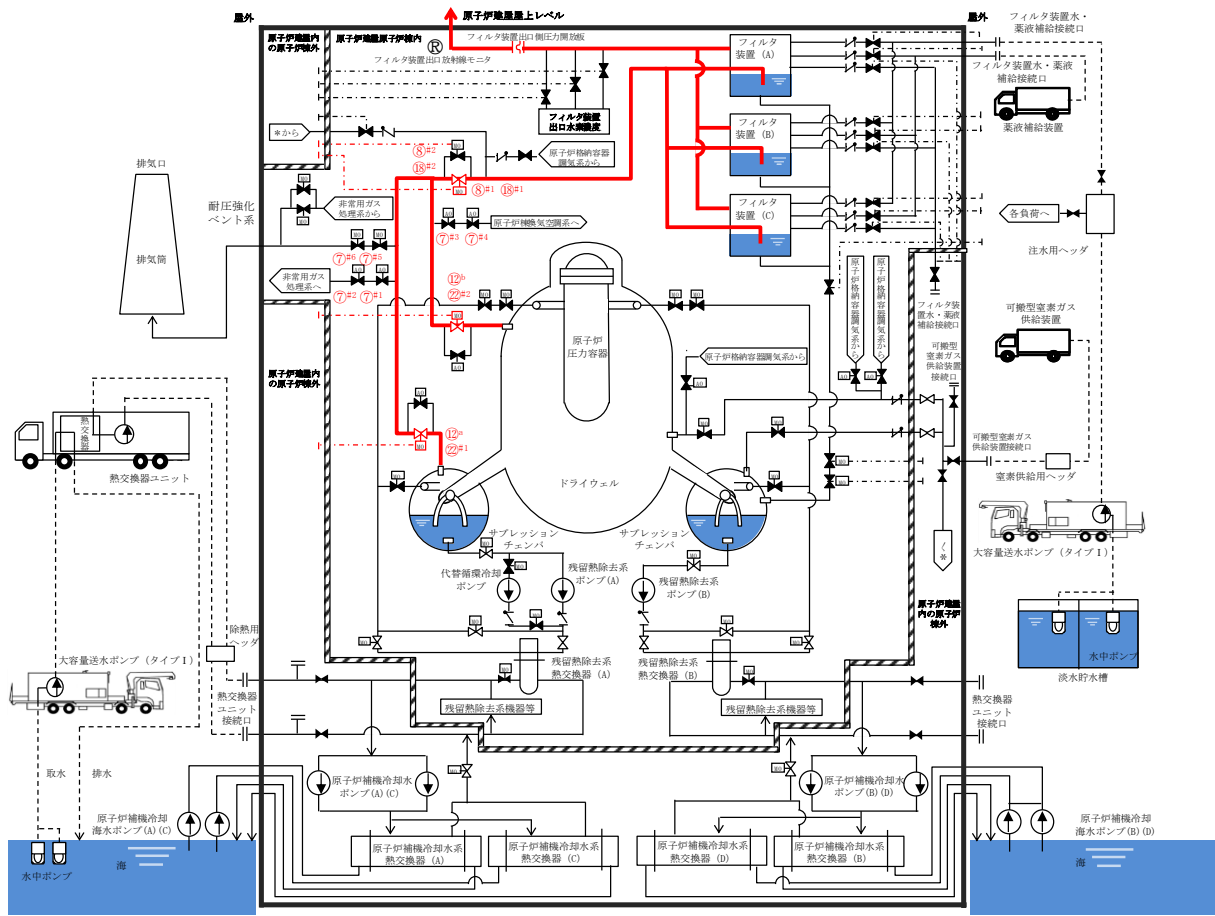
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.5.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース） 「S/P 温度制御」 における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 — : 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑦ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑦ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑦ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑦ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑦ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑦ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑧ ^{#1} ⑧ ^{#1}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^{#2} ⑧ ^{#2}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^a ⑫ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^b ⑫ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

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

第 1.5.4 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	15分	系統構成完了 (中央制御室から操作の場合)		操作手順
		1時間15分	系統構成完了 (現場から操作の場合)		
	電源確認※1				④
		系統構成※2※3			⑤～⑧
	現場運転員B, C		移動・系統構成※3※4		⑧

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間を見込んだ時間

※3：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※4：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間を見込んだ時間

第 1.5.5 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (系統構成)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	中央制御室運転員A	5分	減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合)		操作手順
(S/Cベントの場合)	現場運転員B, C	1時間35分	減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)		
	1	ベント開始 ^{※1※2}			⑫
	2		移動・ベント開始 ^{※2※3}		⑫

※1：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	中央制御室運転員A	5分	減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合)		操作手順
(D/Wベントの場合)	現場運転員B, C	1時間35分	減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)		
	1	ベント開始 ^{※1※2}			⑫
	2		移動・ベント開始 ^{※2※3}		⑫

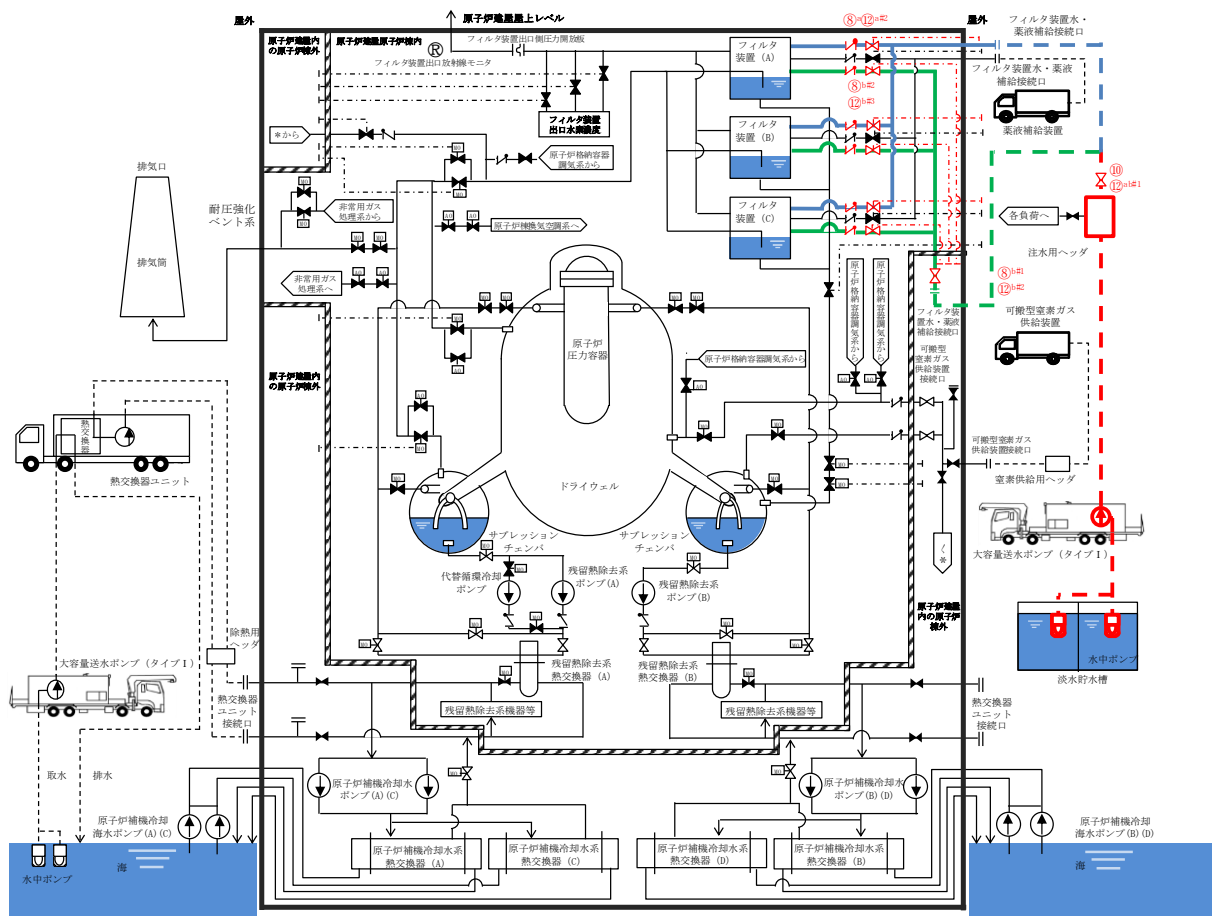
※1：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5.6 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (ベント操作)

凡例
 〃 : 常設配管 - - - : ホース
 〃 : フィルタ装置への水補給で使用する箇所
 〃 : フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合
 〃 : フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑧ ^a ⑫ ^a #2	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	T63-F045A	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^b #1⑫ ^b #2	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^b #2⑫ ^b #3	フィルタ装置 (A) 補給水弁	T63-F042A	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩⑫ ^a #1⑫ ^b #1	フィルタ装置水補給弁	P70-D001-7	屋外

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

第 1.5.7 図 フィルタ装置への水補給 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
フィルタ装置への水補給	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}														操作手順
									送水確認、状況監視								
	現場運転員B,C	2		移動、扉開放(フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※2}													
	重大事故等対応要員A~C	3		保管場所への移動 ^{※3※4}													
					大容量送水ポンプ(タイプI)の移動、設置 ^{※5}												
						大容量送水ポンプ(タイプI)起動 ^{※6}											
						送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}											
	重大事故等対応要員D~F	3		保管場所への移動 ^{※3※4}													
					ホースの敷設、接続 ^{※3※7}												
					送水準備・送水(水張り・系統確認) ^{※6}												
重大事故等対応要員G~I	3		保管場所への移動 ^{※3※4}														
				注水用ヘッダ運搬、設置 ^{※8}													
				ホースの敷設、接続 ^{※3※7}													

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

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

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

※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

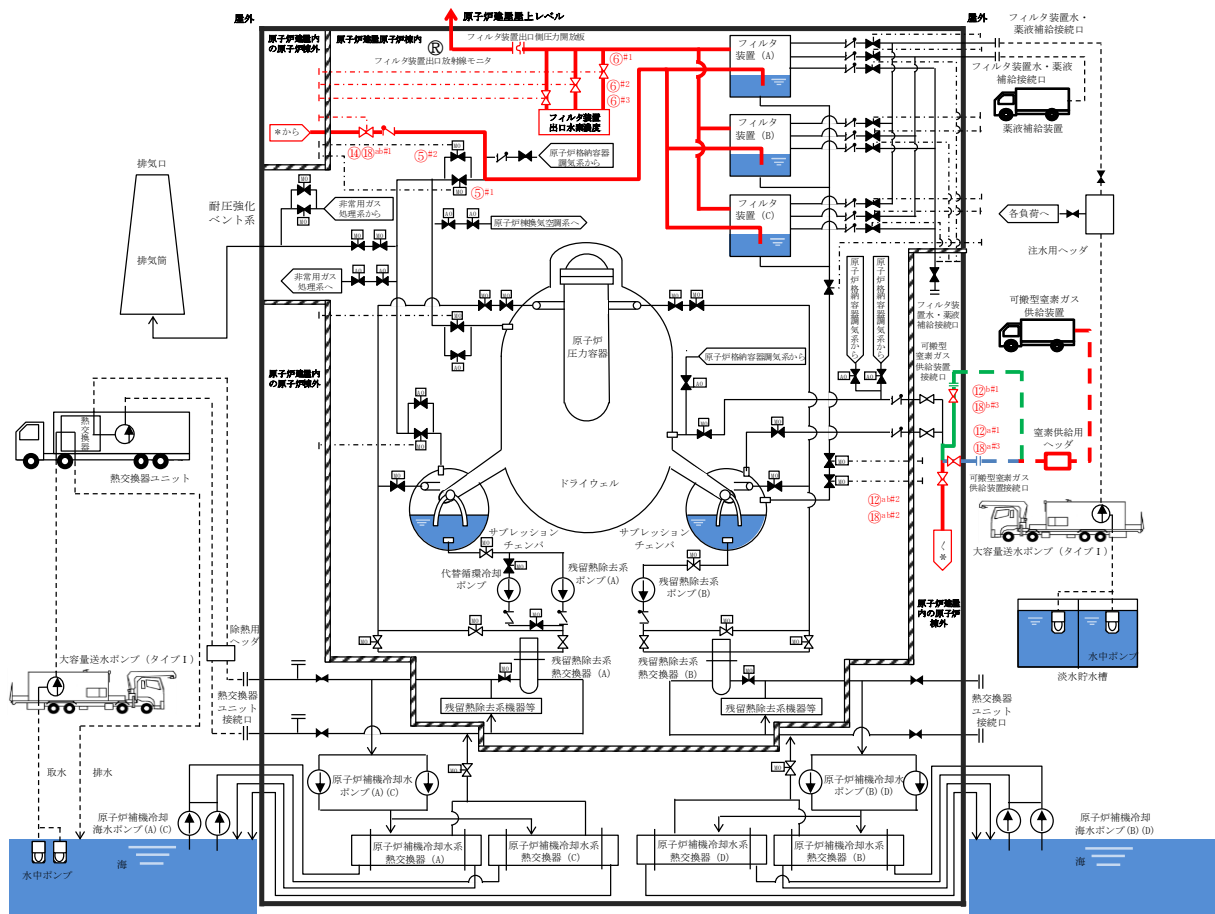
※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

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

第1.5.8 図 フィルタ装置への水補給 タイムチャート

凡例
 ー：常設配管 - - -：ホース
 ー：原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパーージで使用する箇所
 ー：可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合
 ー：可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑤#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑥#1	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	T63-F701	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥#2	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	T63-F702	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥#3	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	T63-F703	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫a#1⑮a#3	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫b#1⑮b#3	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫a#2⑫b#2 ⑮a#2⑮b#2	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F066	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭⑮a#1⑮b#1	FCVS 窒素供給ライン止め弁	T63-F035	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

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

第 1.5.9 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパーージ 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
原子炉格納容器フィルタバント系 停止後の窒素ガスバージ	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}												操作手順	
		系統構成 ^{※2}													
		フィルタ装置出口水素・酸素濃度計起動 ^{※2}													
			窒素ガスバージ開始, 状況確認												
			移動・系統構成 ^{※3}												
			移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※4}												
			移動・系統構成, 窒素ガスバージ開始 ^{※3}												
			保管場所への移動 ^{※5} ^{※6} ^{※6}												
			可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※8}												
			可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給 ^{※8}												
			可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}												
			保管場所への移動 ^{※5} ^{※6} ^{※6}												
			ホースの敷設, 接続 ^{※9}												

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の扉開放操作時間に見込んだ時間

※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

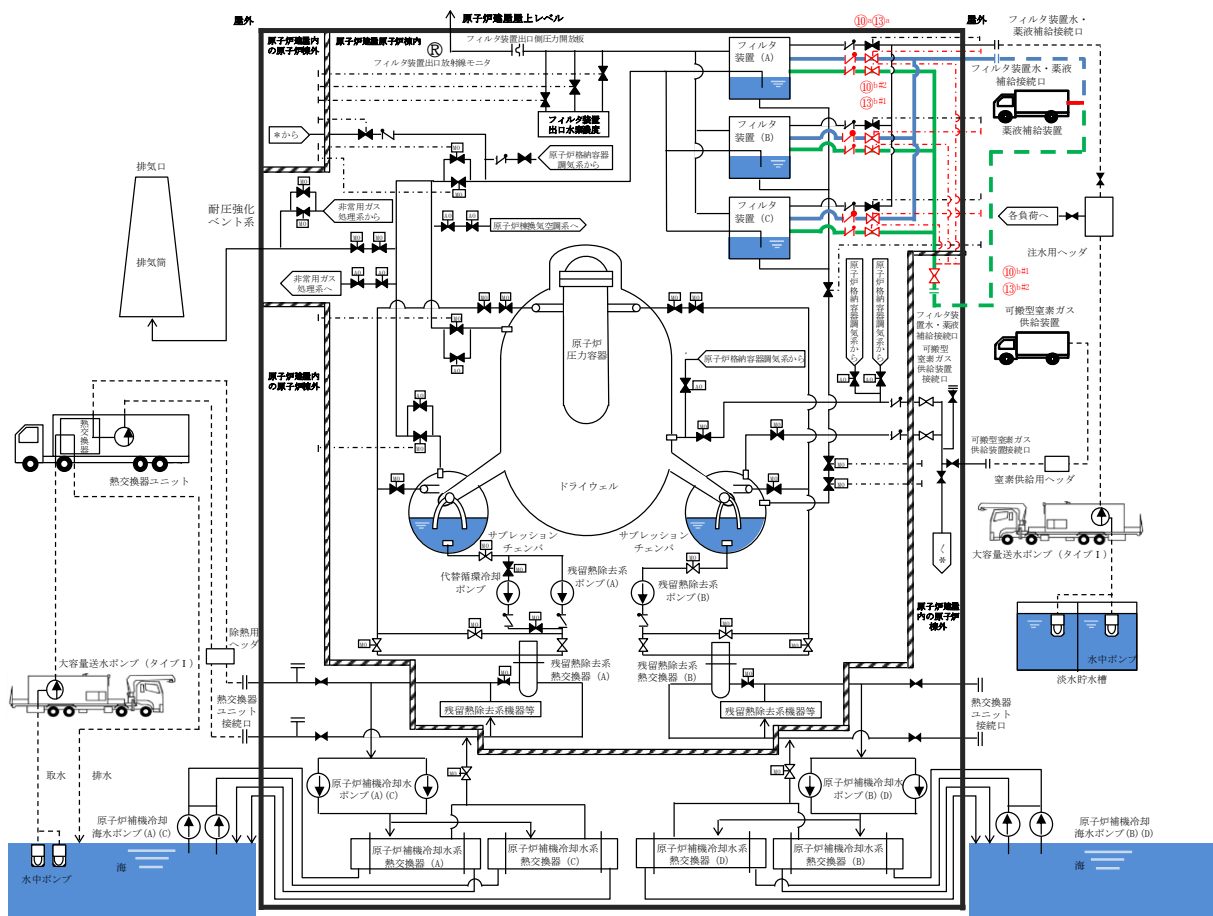
※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※9: ホース仕様を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.5.10 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバージ タイムチャート

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 ■ : フィルタ装置への薬液補給で使用する箇所
 ■ : フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合
 ■ : フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑩ ^a ⑬ ^a	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁	T63-F049A	屋外
⑩ ^b #1⑬ ^b #2	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩ ^b #2⑬ ^b #1	フィルタ装置 (A) 補給水弁	T63-F042A	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

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

第 1.5.11 図 フィルタ装置への薬液補給 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員（数）	経過時間（時間）										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
フィルタ装置への薬液補給	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}													操作手順
		1 補給確認、状況監視													
	現場運転員B,C	2 移動、扉開放（フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合のみ） ^{※2}													
		保管場所への移動 ^{※※4}													
	重大事故等対応要員A,B	2 薬液補給装置による薬液の補給・運搬 ^{※5※6}													
		ホースの敷設、接続 ^{※7}													
		補給準備、薬液補給装置の起動、補給 ^{※5}													

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※3：薬液補給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア

※4：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

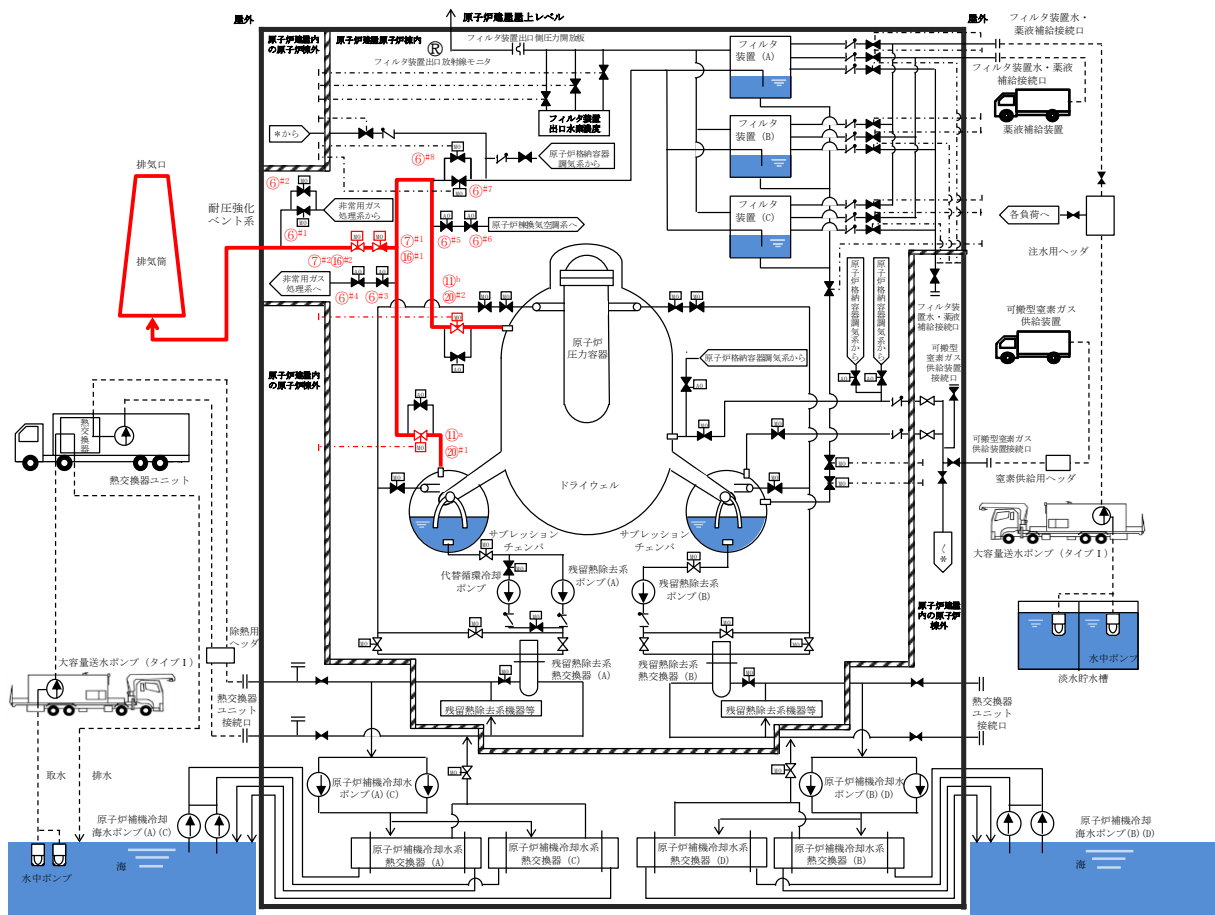
※5：薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※6：薬液補給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した時間と薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※7：類似ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.5.12 図 フィルタ装置への薬液補給 タイムチャート

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 ■ : 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ ^{#1}	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)	T46-M0-F003A	中央制御室
⑥ ^{#2}	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)	T46-M0-F003B	中央制御室
⑥ ^{#3}	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑥ ^{#4}	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑥ ^{#5}	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑥ ^{#6}	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑥ ^{#7}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T48-M0-F043	中央制御室
⑥ ^{#8}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T48-M0-F044	中央制御室
⑦ ^{#1} ⑩ ^{#1}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
⑦ ^{#2} ⑩ ^{#2}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
⑪ ^a ②⑩ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑪ ^b ②⑩ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

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

第 1.5.13 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A 1	15分	系統構成完了 (中央制御室から操作の場合)		操作手順
		55分	系統構成完了 (現場から操作の場合)		
	現場運転員B, C 2		電源確認※1 系統構成※2※3 移動・系統構成※3※4		④ ⑤～⑦ ⑦

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間を見込んだ時間

※3：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※4：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.5.14 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (系統構成)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	5分 ▽ ベント開始※1※2			操作手順 ①
	現場運転員B, C		移動・ベント開始※2※3		

※1：訓練実績に基づき中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

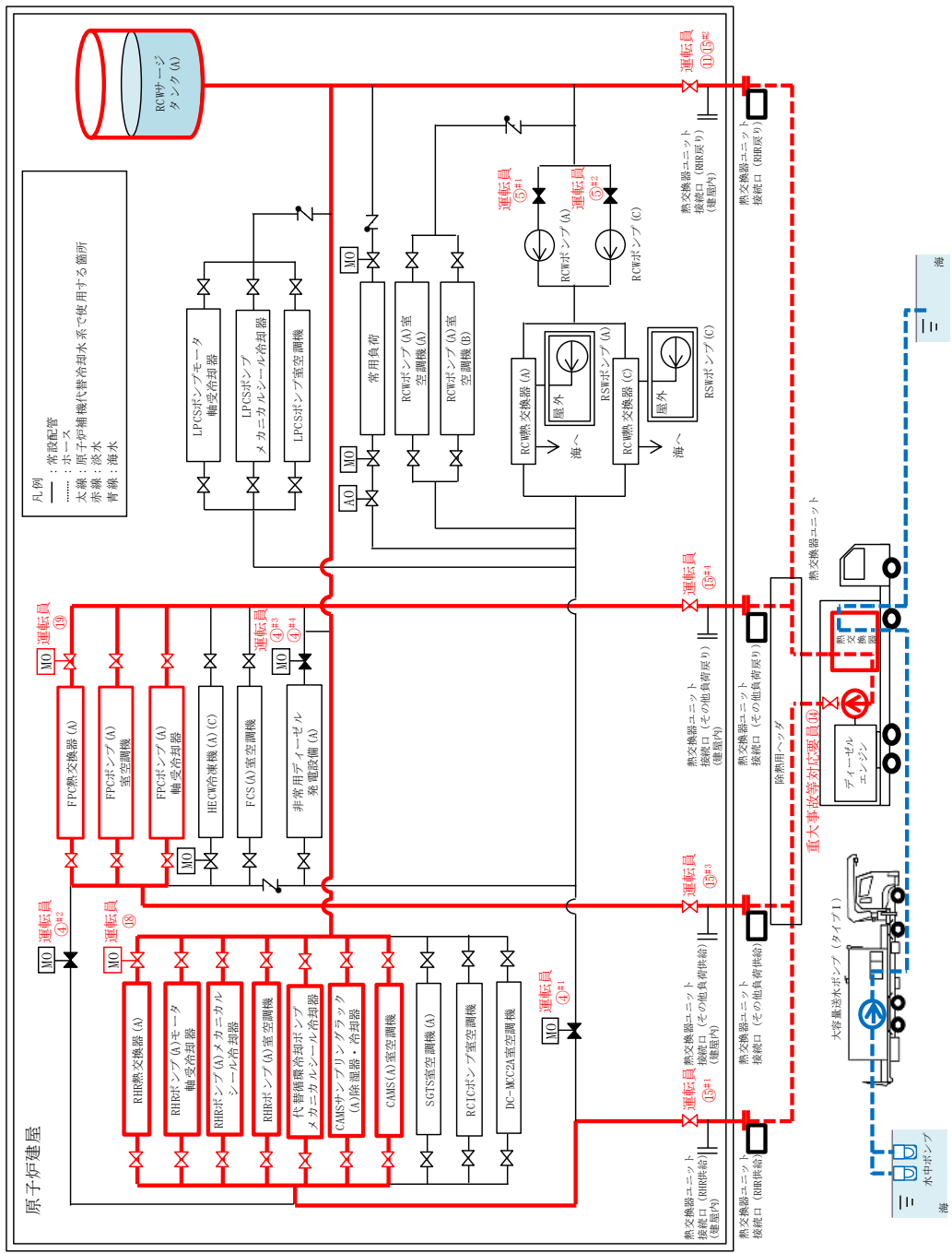
手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	5分 ▽ ベント開始※1※2			操作手順 ①
	現場運転員B, C		移動・ベント開始※2※3		

※1：訓練実績に基づき中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5.15 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (ベント操作)



第 1.5.16 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
運転員④ ^{#1}	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	P42-M0-F251	中央制御室
運転員④ ^{#2}	RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)	P42-M0-F253	中央制御室
運転員④ ^{#3}	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (A)	P42-M0-F031A	中央制御室
運転員④ ^{#4}	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (C)	P42-M0-F031C	中央制御室
運転員⑤ ^{#1}	RCW ポンプ (A) 吸込弁	P42-F002A	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑤ ^{#2}	RCW ポンプ (C) 吸込弁	P42-F002C	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑤ ^{#2}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	P42-F255	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑤ ^{#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	P42-F254	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑤ ^{#3}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	P42-F259	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑤ ^{#4}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	P42-F260	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑧	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	P42-M0-F013A	中央制御室
運転員⑨	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	P42-M0-F034A	中央制御室
重大事故等対応要員⑭	淡水ポンプ出口弁	迫而	屋外

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

第 1.5.16 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員の数	経過時間 (時間)											備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11				
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保 (取水口から海水を取水する場合(海側))	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}														7時間25分 ▽ 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 操作手順
		系統構成 ^{※2}														
		送水状況監視														
	現場運転員B, C	系統構成 ^{※3}														
		扉開放 (熱交換器ユニット接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※4}														
		水張り ^{※5}														
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※6}														
		大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動・設置 ^{※7}														
		ホースの敷設、接続 ^{※8}														
		大容量送水ポンプ (タイプ1) の起動 ^{※9}														
		送水準備、送水 (熱交換器ユニット (海水側) 水張り, 系統確認) ^{※9}														
重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※6}															
	熱交換器ユニットの移動 ^{※10}															
	ホースの敷設、接続 ^{※8}															
	送水準備、送水 (熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※11}															
	熱交換器ユニットの起動 ^{※11}															

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※5: 水張り回収車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

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

※7: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプ1) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※8: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※9: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※10: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※11: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.5.17 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 (取水口から海水取水 (海側)) タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11						
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保(取水口から海水を取水する場合(山側))	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}															操作手順	
		系統構成 ^{※2}																i. ③
																		i. ④
	現場運転員B, C	系統構成 ^{※3}																i. ⑧, ⑨
		扉開放(熱交換器ユニット接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※4}																i. ⑤
																		i. ⑧
																		i. ⑩~⑮
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※5※6}																ii. ①
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置 ^{※7}																ii. ④
																		ii. ④, ⑨
		ホースの敷設・接続 ^{※8}																ii. ⑨
		大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 ^{※9}																ii. ⑩, ⑫
		送水準備, 送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認) ^{※10}																
	重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※5※6}																ii. ①
		熱交換器ユニットの移動 ^{※10}																ii. ④
																ii. ④		
送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※11}																ii. ⑦, ⑮, ⑱, ⑳		
															ii. ⑯, ㉑			

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

※4: 類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア及び第4保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア

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

※7: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※9: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※10: 熱交換器ユニットの移動距離として, 第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※11: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.5.18 図 原子炉補機代替冷却水 A 系による補機冷却水確保(取水口から海水取水(山側)) タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11				
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保(海水ポンプ室から海水を取水する場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}													操作手順
		1	系統構成 ^{※2}													
	現場運転員B, C	2	系統構成 ^{※3}													
		2	扉開放(熱交換器ユニット接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※4}													
		2	水張り ^{※3}													
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※※6}													
		3	防潮壁扉の開放 ^{※7}													
		3	大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置 ^{※8}													
	重大事故等対応要員D~F	3	大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 ^{※9}													
		3	送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※9}													
		3	保管場所への移動 ^{※※6}													
				熱交換器ユニットの移動 ^{※10}												
			ホースの敷設, 接続 ^{※※11}													
			送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※12}													
			熱交換器ユニットの起動 ^{※12}													

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間
 ※4: 類似の扉開放操作時間に見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア
 ※6: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※7: 設計状況を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※10: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間
 ※11: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※12: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.5.19 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水取水) タイムチャート

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
運転員④ ^{#1}	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	P42-M0-F261	中央制御室
運転員④ ^{#2}	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (B)	P42-M0-F031B	中央制御室
運転員④ ^{#3}	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (D)	P42-M0-F031D	中央制御室
運転員⑤ ^{#1}	RCW ポンプ (B) 吸込弁	P42-F002B	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑤ ^{#2}	RCW ポンプ (D) 吸込弁	P42-F002D	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑤ ^{#3}	非常用 D/G (B) 冷却水入口弁	P42-F030B	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑬ ^{#2}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	P42-F265	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑬ ^{#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	P42-F264	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑬ ^{#3}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	P42-F266	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑬ ^{#4}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	P42-F267	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
運転員⑱	RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	P42-M0-F013B	中央制御室
運転員⑲	FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	P42-M0-F034B	中央制御室
重大事故等対応要員⑭	淡水ポンプ出口弁	迫而	屋外

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

第 1.5.20 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11							
原子炉補機代替冷却水系B系による補機冷却水確保 (取水口から海水を取水する場合(海側))	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}																	
		系統構成 ^{※2}																	
	現場運転員B, C	系統構成 ^{※3}																	
		水張り ^{※4}																	
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※4※5}																	
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置 ^{※6}																	
		ホースの敷設、接続 ^{※7}																	
		大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 ^{※8}																	
		送水準備, 送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認) ^{※8}																	
重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※4※5}																		
	熱交換器ユニットの移動 ^{※9}																		
	ホースの敷設、接続 ^{※7}																		
	送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※10}																		

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

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

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

※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※8: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間から原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※9: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※10: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5.21 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 (取水口から海水取水 (海側)) タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11					
原子炉補機代替冷却水系B系による補機冷却水確保(取水口から海水を取水する場合(山側))	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}															操作手順
		系統構成 ^{※2}															
	現場運転員B, C	系統構成 ^{※3}															
		水張り ^{※3}															
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※4※5}															
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置 ^{※6}															
		ホースの敷設、接続 ^{※7}															
		大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 ^{※8}															
		送水準備, 送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認) ^{※8}															
	重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※4※5}															
		熱交換器ユニットの移動 ^{※9}															
		ホースの敷設、接続 ^{※7}															
送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※10}																	
熱交換器ユニットの起動 ^{※10}																	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間と余裕を見込んだ時間

※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

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

※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※8: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※9: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※10: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.5.22 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 (取水口から海水取水 (山側)) タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11					
原子炉補機代替冷却水系B系による補機冷却水確保(海水ポンプ室から海水を取水する場合)	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}															操作手順
		系統構成 ^{※2}															
	現場運転員B, C	系統構成 ^{※3}															
		保管場所への移動 ^{※4, ※5}															
	重大事故等対応要員A~C	防潮壁扉の開放 ^{※6}															
			大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置 ^{※7}														
		大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 ^{※8}															
		送水準備, 送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認) ^{※8}															
		保管場所への移動 ^{※4, ※5}															
		熱交換器ユニットの移動 ^{※9}															
		ホースの敷設, 接続 ^{※4, ※10}															
重大事故等対応要員D~F	送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※11}																
	熱交換器ユニットの起動 ^{※11}																

※1: 訓練表績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア,

ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア

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

※6: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

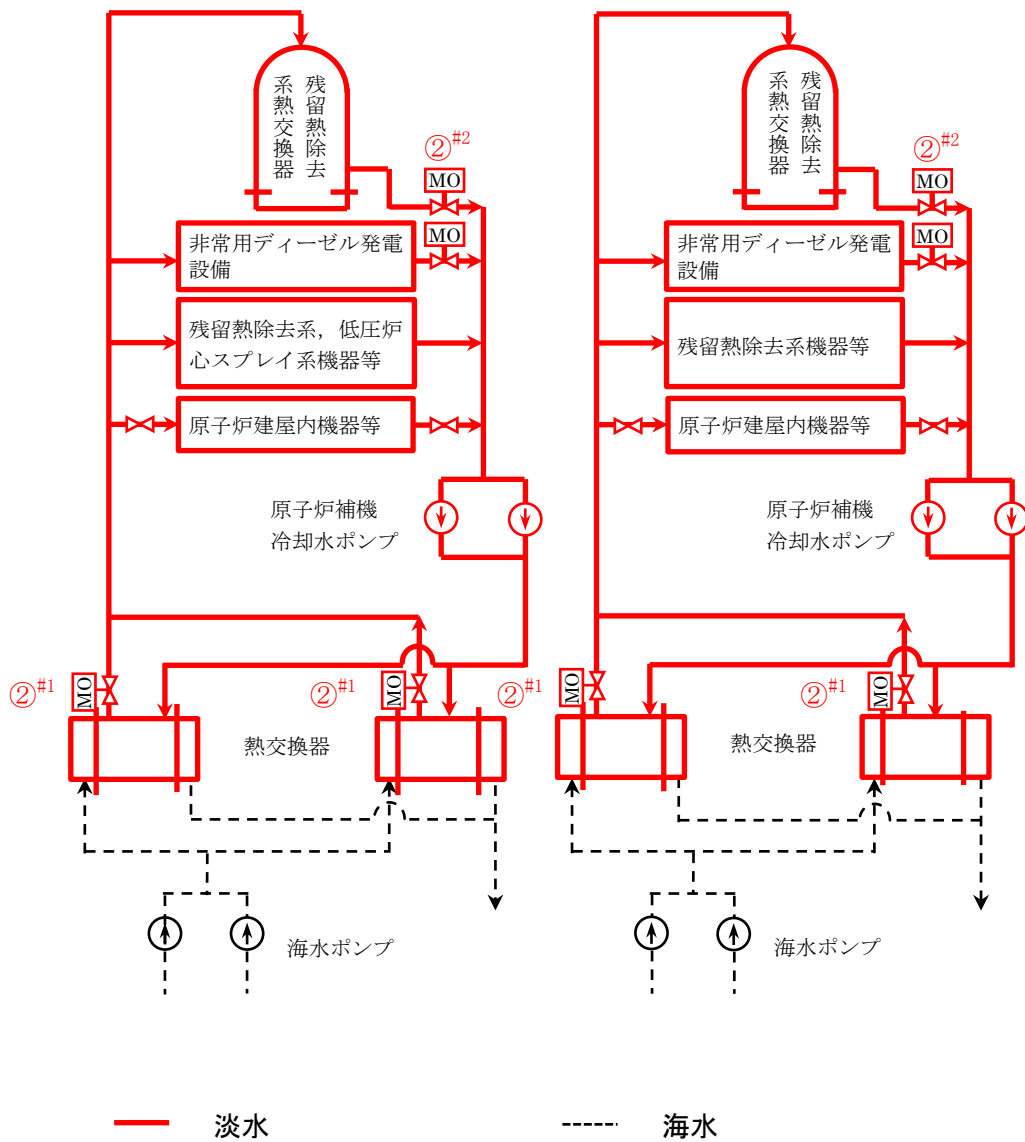
※8: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※9: 熱交換器ユニットの移動距離として, 第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※10: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※11: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5.23 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水取水) タイムチャート

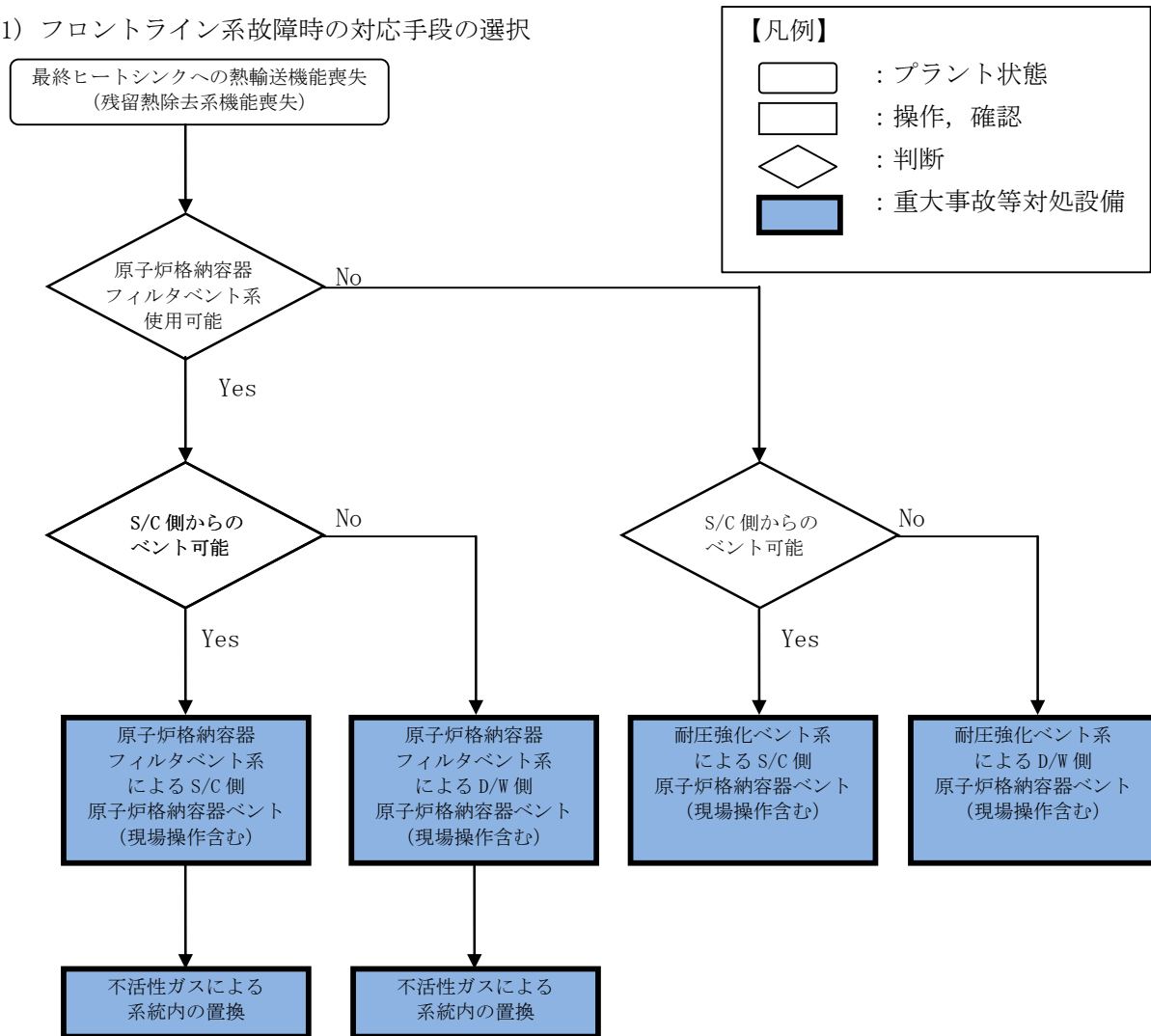


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
② ^{#1}	RCW 熱交換器冷却水出口弁	P42-M0-F004	中央制御室
② ^{#2}	RHR 熱交換器冷却水出口弁	P42-M0-F013	中央制御室

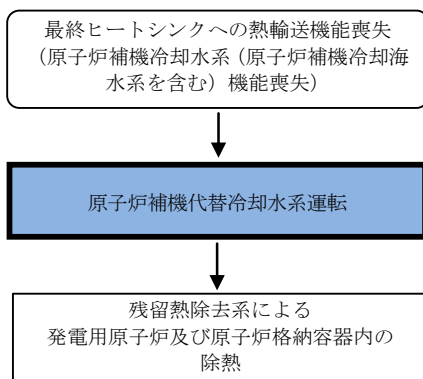
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1.5.24 図 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による
補機冷却水確保 概要図

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.5.25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

技術的能力審査基準（1.5）	番号	設置許可基準規則（48条）	技術基準規則（63条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	③
<p>【解釈】 1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	②	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p>	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p>	④
		<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑤
		—	—	—

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

技術的能力審査基準 (1.5)	番号	設置許可基準規則 (48 条)	技術基準規則 (63 条)	番号
—	—	<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム (UHSS) の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム (UHSS) の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	⑥
		<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第 50 条 3 b) に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第 65 条 3 b) に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	⑦

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	-	-							
残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード） 及び格納容器スプレイ冷却モード） による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	既設							
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による除熱	原子炉補機冷却水ポンプ	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	原子炉補機冷却海水ポンプ	既設							
	原子炉補機冷却水系熱交換器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク	既設							
	取水口	既設							
	取水路	既設							
	海水ポンプ室	既設							
	非常用交流電源設備	既設							

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対応設備との対応表（4/5）

■：重大事故等対応設備 ■：重大事故等対応設備（設計基準拡張）

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
原子炉格納容器内の除熱（現場操作含む）	フィルタ装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	原子炉格納容器内の除熱（現場操作含む）	薬液補給装置	可搬	3時間50分	3人 (5人※2)	自主対策とする理由は本文に記載	
	フィルタ装置出口側圧力開放板	新設								
	可搬型窒素ガス供給装置	新設								
	遠隔手動弁操作設備	新設								
	ホース延長回収車	新設								
	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設								
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	既設 新設								
	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	既設								
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	新設								
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新規								
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設								
	可搬型代替直流電源設備	新設								
	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設								
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設								
淡水貯水槽（No.2）※1	新設									
原子炉格納耐圧強化ベント系による除熱（現場操作含む）	遠隔手動弁操作設備	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-	
	原子炉格納容器調気系配管・弁	新設								
	非常用ガス処理系配管・弁	既設								
	排気筒	既設								
	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	既設								
	常設代替交流電源設備	新設								
	可搬型代替交流電源設備	新設								
	代替所内電気設備	既設								
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設								
	可搬型代替直流電源設備	新設								

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/5）

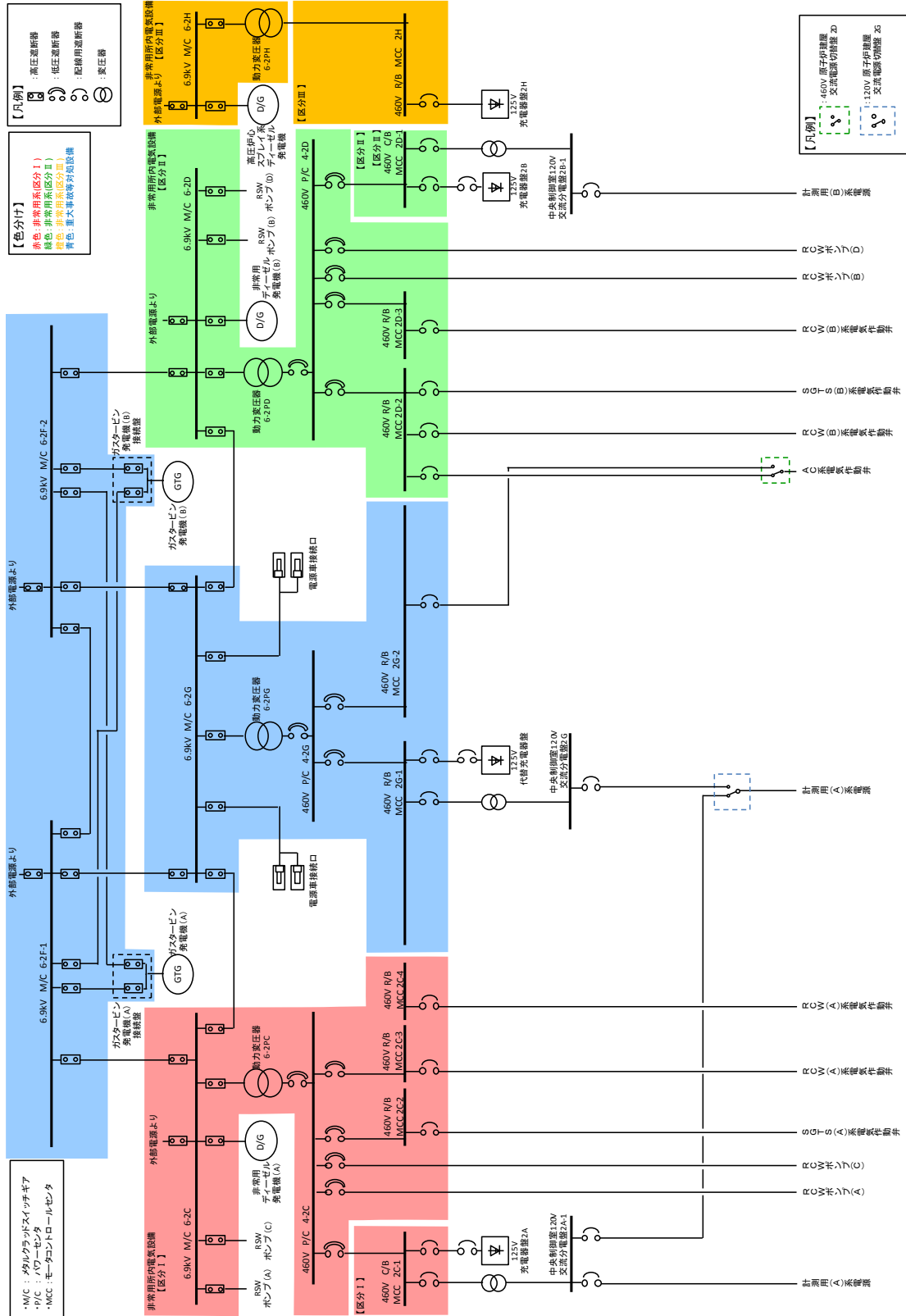
■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保	熱交換器ユニット	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク	既設 新設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	燃料プール冷却浄化系熱交換器	既設							
	取水口	既設							
	取水路	既設							
	海水ポンプ室	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	既設							
	残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）	既設							
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	既設							

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：11名（現場運転員2名*及び重大事故等対応要員9名）

想定時間：6時間25分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は，中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが，衛星電話（固定），衛星電話（携帯），トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより，円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置



ホースの敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



弁操作

2. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

(1) 可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続

a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い、当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージのうち、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（重大事故等対応要員5名）

想定時間：5時間（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーシ

a. 操作概要

可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続後，窒素供給弁を操作し，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーシを実施する。

また，原子炉格納容器フィルタベント系への窒素ガスによるパーシ中，原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度を測定するため，フィルタ装置出口水素濃度計の系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーシのうち，フィルタ装置の窒素ガスパーシ操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため，容易に操作可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等時の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

3. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（現場運転員2名^{*}及び重大事故等対応要員2名）

想定時間：3時間50分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

4. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

(1) 操作概要

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

(2) 作業場所

S/C ベント：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
D/W ベント：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお、S/C ベント及びD/W ベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：2時間30分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

5. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

(1) 操作概要

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、中央制御室からの操作により実施するが、耐圧強化ベント系の隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び設置場所での人力操作を行う。

(2) 作業場所

S/C ベント：原子炉建屋	<input type="checkbox"/>	(原子炉建屋内の原子炉棟外)
原子炉建屋	<input type="checkbox"/>	(原子炉建屋原子炉棟内)
D/W ベント：原子炉建屋	<input type="checkbox"/>	(原子炉建屋内の原子炉棟外)
原子炉建屋	<input type="checkbox"/>	(原子炉建屋原子炉棟内)

(3) 必要要員数及び操作時間

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び設置場所での人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお、S/C ベント及びD/W ベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：2時間10分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

6. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保

(1) 取水口から海水を取水する場合

a. 操作概要

発電所対策本部は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保が必要な状況において、プラント状況から熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保を実施する。

b. 作業場所

屋外（取水口周辺及び原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保のうち、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

想定時間：7時間35分（訓練実績等）

d. 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。冷却水確保操作は、中央制御室からの依頼に基づき

発電所対策本部の指示により屋外で実施するが，衛星電話（固定），衛星電話（携帯），トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより，円滑な連絡が可能である。

(2) 海水ポンプ室から海水を取水する場合

a. 操作概要

発電所対策本部は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保が必要な状況において、プラント状況から熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保を実施する。

b. 作業場所

屋外（海水ポンプ室周辺及び原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保のうち、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設、接続及び防潮壁扉の開放に必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

想定時間：9時間（訓練実績等）

d. 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：ホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可

能である。冷却水確保操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。

7. 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保

(1) 系統構成

a. 操作概要

原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保のため、現場で原子炉補機代替冷却水系 A 系の系統構成を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

c. 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保のうち、系統構成に必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：1時間5分（訓練実績等）

d. 作業の成立性

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に操作可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

(2) 空気抜き

a. 操作概要

原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保のため、現場で原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機代替冷却水系 A 系空気抜きを行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

c. 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保のうち、原子炉補機代替冷却水系 A 系空気抜きに必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：45分（訓練実績等）

d. 作業の成立性

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に操作可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

8. 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保

(1) 系統構成

a. 操作概要

原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保のため、現場で原子炉補機代替冷却水系 B 系の系統構成を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 , (原子炉建屋内の原子炉棟外)

c. 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保のうち、系統構成に必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：1時間15分（訓練実績等）

d. 作業の成立性

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に操作可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

(2) 空気抜き

a. 操作概要

原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保のため、現場で原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機代替冷却水系 B 系空気抜きを行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

c. 必要要員数及び作業時間

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保のうち、原子炉補機代替冷却水系空気抜きに必要な要員数及び時間は以下のとおりである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：50分（訓練実績等）

d. 作業の成立性

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に操作可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等時の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により中央制御室に連絡することが可能である。

1. 半断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.5.2.1 フロント ライン系故障時の対 応手順 (1) 最終ヒートシン ク(大気)への代替 熱輸送	a. 原子炉格納容器ファイラ ベント系による原子炉格納 容器内の減圧及び除熱(現場 操作含む)	(b) ファイラ装置への水補給 (d) ファイラ装置への薬液補給	ファイラ装置の水位が [] (許容最小水量)を下回ると判断した場合 ファイラ装置の水位が [] (許容最小水量)を下回ると判断し、ファイラ装置の水張りを実施した場合

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈	
1.5.2.1 フロントライオン系故障時の対応手順 (1)最終ヒーティング(大気)への代替熱輸送	a. 原子炉格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む) b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	(a)原子炉格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	フィルター装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルター装置の水位が []	
		(b)フィルター装置への水補給	通常水位範囲内に到達	フィルター装置の水位が []	
		(c)フィルターベント停止後の窒素ガスパーズ手順	窒素ガスの注入を実施	可搬型窒素ガス供給装置流量 (220Nm ³ /h) にて注入を実施	[]
		(d)フィルター装置への薬液補給	窒素ガスを規定時間注入 規定量の薬液	[]	[]
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)最終ヒーティング(海)への代替熱輸送	a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保	—	フィルター装置水位指示値が通常水位範囲内 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開	フィルター装置の水位が [] PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の開度を [] に調整	
		A 系	残留熱除去系 (A) 熱交換器冷却水入口流量を規定流量となるよう調整 燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量を規定流量となるよう調整	残留熱除去系 (A) 熱交換器冷却水入口流量を [] に調整 燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量を [] に調整	
		B 系	残留熱除去系 (B) 熱交換器冷却水入口流量を規定流量となるよう調整 燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量を規定流量となるよう調整	残留熱除去系 (B) 熱交換器冷却水入口流量を [] に調整 燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量を [] に調整	
		—	原子炉補機冷却水系統流量指示値の上昇	原子炉補機冷却水系統流量指示値が [] 程度まで	
1.5.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1)原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保	—	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量指示値の上昇	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量指示値の上昇 [] 程度まで	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量指示値が [] 程度まで	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧(1/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T48-A0-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTS 側止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
T63-M0-F001	FCVS ベントライン隔離弁(A)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-M0-F002	FCVS ベントライン隔離弁(B)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F019	D/W ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042A	フィルタ装置(A) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042B	フィルタ装置(B) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042C	フィルタ装置(C) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F045A	フィルタ装置(A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045B	フィルタ装置(B) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045C	フィルタ装置(C) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F051	建屋内事故時用給水ライン元弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F066	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F067	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F035	FCVS 窒素供給ライン止め弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F049A	フィルタ装置(A) 薬液注入ライン弁	屋外
T63-F049B	フィルタ装置(B) 薬液注入ライン弁	屋外
T63-F049C	フィルタ装置(C) 薬液注入ライン弁	屋外

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧(2/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T46-M0-F003A	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)	中央制御室
T46-M0-F003B	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)	中央制御室
P42-M0-F251	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
P42-M0-F253	RCW 代替冷却水FPC 負荷分離弁 (A)	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
P42-M0-F031A	非常用D/G(A)冷却水出口弁 (A)	中央制御室
P42-M0-F031C	非常用D/G(A)冷却水出口弁 (C)	中央制御室
P42-F002A	RCW ポンプ (A) 吸込弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F002C	RCW ポンプ (C) 吸込弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F254	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F255	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F259	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F260	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-M0-F013A	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F034A	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F261	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	中央制御室
P42-M0-F031B	非常用D/G(B)冷却水出口弁 (B)	中央制御室
P42-M0-F031D	非常用D/G(B)冷却水出口弁 (D)	中央制御室
P42-F002B	RCW ポンプ (B) 吸込弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F002D	RCW ポンプ (D) 吸込弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F030B	非常用D/G(B)冷却水入口弁	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F264	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F265	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F266	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-F267	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
P42-M0-F013B	RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F034B	FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F004A	RCW 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F004B	RCW 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F004C	RCW 熱交換器 (C) 冷却水出口弁	中央制御室
P42-M0-F004D	RCW 熱交換器 (D) 冷却水出口弁	中央制御室
P70-D001-7	フィルタ装置水補給弁	屋外

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

< 目次 >

1.6.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

ii. 原子炉格納容器除熱

iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

c. 手順等

1.6.2 重大事故等時の手順

1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 原子炉格納容器代替スプレイ

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ

(b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

- (1) フロントライン系故障時の対応手順
 - a. 原子炉格納容器代替スプレイ
 - (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ
 - (b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ
 - b. 原子炉格納容器除熱
 - (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱
 - c. 重大事故等時の対応手段の選択
 - (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ
 - (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッションプールの除熱
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
- (1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ
 - (2) 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）によるサプレッションプールの除熱
- 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料 1.6.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.6.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.6.3 重大事故等対策の成立性
 - 1. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ
- 添付資料 1.6.4 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧
 - 3. 弁番号及び弁名称一覧

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する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必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、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必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等
 - a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。
 - (2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等
 - a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

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は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備している。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても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対処設備を整備している。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.6.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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必要がある。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.6.1図）。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備*を選定する。

※自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・スプレイ管

- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）によるサブレーションプールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブレーションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブレーションプール水冷却モード）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順の関係を第 1.6.1 表に整理する。

a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び復水移送ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）

- ・淡水貯水槽 (No. 2)
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽 (No. 1)）及び淡水貯水槽 (No. 2)）の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(ii) 復水移送ポンプによる原子炉格納容器内の冷却

復水移送ポンプによる原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器代替スプレイとして使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ・接続口、残留熱除去系配管・弁、スプレイ管、原子炉格納容器、常設代替交流電源

設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は，「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

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

- ・復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系 配管・弁，補給水系 配管・弁

原子炉格納容器内の冷却として重大事故等対処設備と同等の圧力，流量が確保できないが，原子炉格納容器内の圧力によっては原子炉格納容器内の冷却手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は，「(a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」の手段に加え，常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）を復旧し，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サプレッションチェンバ

- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ スプレイ管
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

(ii) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッションチェンバ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉格納容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、残留熱除去系ポンプ、サブプレッションチェンバ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、スプレイ管及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び復水移送ポンプにより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手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」で選定した設備と同様である。

ii. 原子炉格納容器除熱

常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、ドライウエル冷却系により原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

(i) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ドライウエル冷却系下部送風機
- ・ドライウエル冷却系下部冷却器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・常設代替交流電源設備

iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器代替スプレイで使用する設備において、重大事故等対処設備の位置付けは、「a. (a) ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

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

(添付資料 1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても、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。

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

- ・復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系 配管・弁、補給水系 配管・弁

原子炉格納容器内の冷却として重大事故等対処設備と同等の圧力、流量は確保できないが、原子炉格納容器内の圧力によっては原子炉格納容器内の冷却手段として有効である。

- ・ドライウエル冷却系

耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系下部送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。

また、ドライウエル冷却系下部送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウエル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

- i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）が使用できない場合は、「(a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）を復旧し、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手段がある。

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

- ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置付けは、「a. (b) ii. 重大事故等対処設備」と同様である。

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

(添付資料 1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）が全交流動力電源喪失

又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により使用できない場合においても，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）を復旧し，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。

c. 手順等

上記「a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び重大事故等対応要員の対応として，非常時操作手順書（徴候ベース），非常時操作手順書（シビアアクシデント），非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.6.1 表）。

また，重大事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第 1.6.2 表，第 1.6.3 表）

（添付資料 1.6.2）

1.6.2 重大事故等時の手順

1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 原子炉格納容器代替スプレイ

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によりドライウエル内にスプレイする。

なお、外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{*}した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ手順の概要（残留熱除去系 A 系配管及び格納容器スプレイ接続口 使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系配管及び格納容器スプレイ接続口 を使用したドライウエル内へのスプレイ手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.6.2 図及び第 1.6.3 図に、概要図を第 1.6.8 図に、タイムチャートを第 1.6.9 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイの準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイに必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

報告する。

- ⑤ 発電課長は、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、格納容器スプレイ弁の開操作及び RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁の全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイの開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、格納容器スプレイ弁にて流量調整を実施する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器への注水量の上昇（88m³/h）により確認し、発電課長に報告する。

なお、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを停止する。その後、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを再開する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 6 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホース接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで夜間における作業性を確保している。

（添付資料 1.6.3）

(b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプによりドライウエル内にスプレイする。

なお、外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達[※]した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、圧力抑制室圧力又はドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

ii. 操作手順

復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ手順の概要（残留熱除去系 A 系配管使用）は以下のとおり。（残留熱除去系 B 系配管を使用したドライウェル内へのスプレイ手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.6.2 図及び第 1.6.3 図に、概要図を第 1.6.10 図に、タイムチャートを第 1.6.11 図示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイの準備開始を指示する。
 - ② 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイに必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
 - ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、CRD 復水入口弁^{※1}、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁^{※2}、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。
- ※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
 - ⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
 - ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施し、発電課長に復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイの準備完了を報告する。
 - ⑦ 発電課長は、運転員に復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイの開始を指示する。
 - ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施しドライウェル内へのスプレイを開始する。

⑨ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器への注水量の上昇により確認し、発電課長に報告する。

なお、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを停止する。その後、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを再開する。

⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.20 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源を確保し、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の準備が完了している場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によりドライウエル内にスプレイする。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の準備が完了していない場合は、復水移送ポンプによりドライウエル内にスプレイする。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{*}した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウェル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）による原子炉格納容器スプレイ手順も同様）。

手順の対応フローを第 1.6.2～第 1.6.5 図に、概要図を第 1.6.12 図に、タイムチャートを第 1.6.13 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）の起動に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後、発電課長に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.4 表）に基づき原子炉格納容器内へのスプレイ先を選択し、運転員に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施し、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、発電課長に報告する。

なお、圧力抑制室指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウェ

ル温度，圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は，原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁の全閉操作を実施後，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し，原子炉圧力容器へ注水する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し，作業開始を判断してから残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 15 分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により，残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱ができない場合は，常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで，残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）にてサブプレッションプールの除熱を実施する。

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し，残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が復旧された場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系 (B) によるサブプレッションプール水除熱手順も同様)。

手順の対応フローを第 1.6.4 図に，概要図を第 1.6.14 図に，タイムチャートを第 1.6.15 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) の起動に必要なポンプ，電気作動弁及び監視計器の電源並び

に補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ(A)の起動操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、発電課長に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱の準備完了を報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系試験用調整弁を開し、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッションプール水の温度の低下によりサブプレッションプールの除熱が開始されたことを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.20 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転が可能な場合は、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、原子炉格納容器代替スプレー冷却系又は復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレーを並行して実施する。

1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 原子炉格納容器代替スプレー

(a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウエル内へのスプレー

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が故障により使用できない場合は、代替淡水源（淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)）を水源とした原子炉格納容器代替スプレー冷却系によりドライウエル内にスプレーする。

なお、外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレーとする。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達^{※2}した場合。

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

※2：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準（第1.6.5表）に達した場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウエル内へのスプレーについては、「1.6.2.1(1)a.(a)原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウエル内へのスプレー」の操作手順と同様である。ただし、スプレーの停止、再開については、原子炉格納容器内へのスプレー起動、停止の判断基準（第1.6.5表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第1.6.6図及び第1.6.7図に示す。また、概要図は第1.6.8図、タイムチャートは第1.6.9図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施し、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウエル内へのスプレー開始まで6時間30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプI）からのホース接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで夜間における作業性を確保している。

（添付資料1.6.3）

(b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレー

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプによりドライウエル内にスプレーする。

なお、外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレーとする。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達^{※2}した場合。

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

※2：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準（第1.6.5表）に達した場合。

ii. 操作手順

復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレーについては、「1.6.2.1(1)a. (b)復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレー」の操作手順と同様である。ただし、スプレーの停止、再開については、原子炉格納容器内へのスプレー起動、停止の判断基準（第1.6.5表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第1.6.6図及び第1.6.7図に示す。また、概要図は第1.6.10図、タイムチャートは第1.6.11図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレー開始まで20分以内で可能である。

b. 原子炉格納容器除熱

(a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）の復旧ができない場合に、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の電源を復旧し、原子炉格納容器内のドライウエル冷却系下部冷却器へ冷却水を通水して原子炉格納容器内の除熱を行う。

なお、ドライウエル冷却系下部送風機が起動可能な場合は起動操作を実施する。

ドライウエル冷却系下部送風機を停止状態としても、ドライウエル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を

緩和する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*}において、残留熱除去系による原子炉格納容器除熱ができず、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が復旧可能である場合。

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

ii. 操作手順

ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.6.6図及び第1.6.7図に、概要図を第1.6.16図に、タイムチャートを第1.6.17図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱に必要な送風機、電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成前準備（冷却水通水）として、RCW・RSW 盤 ESS-I 及び RCW・RSW 盤 ESS-II で隔離信号の除外操作を実施する。
- ④ 発電課長は、運転員にドライウエル冷却系下部冷却器への冷却水通水の開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成（冷却水通水操作）として、RCW 供給側第二隔離弁 (A), RCW 供給側第二隔離弁 (B), RCW 戻り側第一隔離弁 (A), RCW 戻り側第一隔離弁 (B), RCW 戻り側第二隔離弁 (A) 及び RCW 戻り側第二隔離弁 (B) の全開操作を実施し、原子炉補機冷却水系系統流量指示値の上昇を確認し、発電課長に報告する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系下部送風機起動前準備として、常用換気空調系盤及び常用換気空調系補助盤で隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系下部送風機 (A), ドライウエル冷却系下部送風機 (B) 及びドライウエル冷却系下部送風機 (C) の起動操作を実施し、原子炉格納容器内の圧力の上昇が緩和することを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してからドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始まで 65 分以内で可能である。

c. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.20 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源を確保し、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の準備が完了している場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によりドライウェル内にスプレイする。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の準備が完了していない場合は、復水移送ポンプによりドライウェル内にスプレイする。

外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合は、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) を復旧し、原子炉格納容器内のドライウェル冷却系下部冷却器への冷却水通水及びドライウェル冷却系下部送風機の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の故障により、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) にて原子炉格納容器内にスプレイする。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) が復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達^{※2}した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を越えた場合、

又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.5 表）に達した場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(2)a.(a)残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.5 表）に到達した場合に行う。

なお、手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に示す。また、概要図は第 1.6.12 図、タイムチャートは第 1.6.13 図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱開始まで 15 分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）にてサブプレッションプールの除熱を実施する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が復旧された場合。

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

ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱については、「1.6.2.1(2)a.(b)残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第1.6.6図及び第1.6.7図に示す。また、概要図は第1.6.14図、タイムチャートは第1.6.15図と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱開始まで20分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.6.20図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転が可能な場合は、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、原子炉格納容器代替スプレー冷却系又は復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレーを並行して実施する。

1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレー

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）を起動し、サブプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレーを実施する。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレー流量の調整又はスプレーの起動/停止を行う。

a. 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達[※]した場合

※：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合」とは、ド

ライウエル圧力，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様）。

概要図を第 1.6.18 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
 - ② 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し，残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後，発電課長に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
 - ③ 発電課長は，原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.4 表）に基づき原子炉格納容器内のスプレイ先を選択し，運転員に残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。
 - ④^a D/W スプレイの場合
中央制御室運転員 A は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施し，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁を調整開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
 - ④^b S/C スプレイの場合
中央制御室運転員 A は，RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を全開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
 - ⑤ 中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し，発電課長に報告する。
なお，圧力抑制室圧力指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は，原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。
- ※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁，RHR A 系格納容器ス

プレイ隔離弁及びRHR A系S/Cスプレイ隔離弁の全閉操作を実施後、RHR A系LPCI注入隔離弁の全開操作を実施し、原子炉压力容器へ注水する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を起動し、サブプレッションプールの除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

下記のいずれかに該当した場合。

- ・主蒸気逃がし安全弁開固着
- ・サブプレッションプール水の温度が規定温度以上
- ・サブプレッションプールの気体温度が規定温度以上

b. 操作手順

残留熱除去系（A）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（B）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱手順も同様）。概要図を第1.6.19図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、発電課長に残留熱除去系（A）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱の準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、運転員に残留熱除去系（A）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水の除熱の開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員Aは、RHR A系試験用調整弁を調整開し、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッションプール水の温度の低下によりサブプレッションプールの除熱が開始されたことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系への原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電気作動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車、大容量送水ポンプ (タイプ I) への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/5)
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等対処設備(設計基準拡張)	—	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 スプレイ管 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
		残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モード)によるサブプレッションプールの除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」

※1: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/5）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対応設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）によるドライウエル代替スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	
		淡水貯水槽（No. 1） ※3， ※4 淡水貯水槽（No. 2） ※3， ※4	自主対策設備		
		原子炉格納容器内による復水移送ポンプによる	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※3 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/5）
（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書		
サポート系故障時	全交流動力電源	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書（微候ベース） 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書（設備別） 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）			重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備		非常時操作手順書（微候ベース） 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書（設備別） 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）			

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/5）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書				
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器内 の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）によるドライウエル代替スプレイ」			
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）				
			淡水貯水槽（No.1） ※3， ※4 淡水貯水槽（No.2） ※3， ※4	自主対策 設備				
		原子炉格納容器内 の冷却	復水移送ポンプによる 原子炉格納容器内 の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※3 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策 設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」		
				原子炉格納容器内 の除熱	ドライウエル冷却系による 原子炉格納容器内 の除熱	ドライウエル冷却系下部送風機 ドライウエル冷却系下部冷却器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「ドライウエル冷却系による格納容器除熱」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（5/5）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」
		残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

第 1.6.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)によるドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
		操作	原子炉格納容器内の圧力
	原子炉格納容器内の温度		ドライウエル温度
	原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位
	原子炉格納容器への注水量		原子炉格納容器代替スプレイ流量
	水源の確保		淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (2/11)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		操作	原子炉格納容器内の圧力
	原子炉格納容器内の温度		ドライウエル温度
	原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位
	原子炉格納容器への注水量		残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
	補機監視機能		復水移送ポンプ出口圧力
	水源の確保		復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (3/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (4/11)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よるサブプレッションプー ル水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
	操作	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		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 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (5/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプI)によるドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (6/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (7/11)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉格納容器除熱 (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「ドライウエル冷却系に による格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度

監視計器一覧 (8/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
補機監視機能		残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力	
原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位	

監視計器一覧 (9/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		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 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (10/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (11/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	
		サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度	
		電源の確保	
		6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量	
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位	

第 1.6.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順書等	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用高圧母線 2C 系
			非常用高圧母線 2D 系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系

※：供給負荷は監視計器

第 1.6.4 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動, 停止の判断基準
(炉心の著しい損傷を防止するための対応)

	スプレイ 起動の判断基準	原子炉格納容器 代替スプレイ	RHR による スプレイ	スプレイ 停止の判断基準		
				原子炉格納容器代替 スプレイ	RHR による スプレイ	
炉心の著しい損傷を防止するための対応	P C V 圧力 制御	ドライウェル圧力指示値が [] 以上で, 原子炉水位指示値が [] 以下を経験した場合	—	D/W S/C	—	圧力抑制室圧力指示値が [] 未満まで低下した場合
		圧力抑制室圧力指示値が [] 以上の場合	—	S/C	—	
		圧力抑制室圧力指示値が [] 以上で 24 時間継続した場合, 又は圧力抑制室圧力が [] 以上の場合	—	D/W S/C	—	
		圧力抑制室圧力指示値が 0.384MPa [gage] 以上の場合	D/W※1	D/W S/C	圧力抑制室圧力指示値が 0.284MPa [gage] 以下の場合 圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界 (圧力抑制室水位指示値が通常運転水位+約 2m) に到達した場合	
	S D / P W 温度 制御	ドライウェル温度指示値が 171℃に接近した場合	D/W※1	D/W	ドライウェル温度指示値が 150℃以下の場合 圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界 (圧力抑制室水位指示値が通常運転水位+約 2m) に到達した場合	
		圧力抑制室内空気温度指示値が [] に接近した場合	—	S/C	—	
S / P 水位 制御	圧力抑制室水位指示値が通常運転水位 [] に接近した場合	—	D/W	—		

※1: 外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

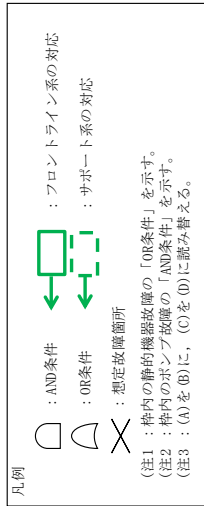
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 1.6.5 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動，停止の判断基準
(原子炉格納容器の破損を防止するための対応)

原子炉格納容器の破損を防止するための対応	スプレイ起動の判断基準			スプレイ停止の判断基準		スプレイ流量 (m ³ /h)
	R P V 破損後の除熱 損傷炉心冷却後の除熱	原子炉格納容器代替 スプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 0.640 MPa [gage] 以上の場合※ ¹	D/W	原子炉格納容器代替 スプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が 0.540 MPa [gage] 以下の場合※ ¹
		ドライウエル温度指示値が 190℃ 以上の場合※ ¹			ドライウエル温度指示値が 150℃ 以下の場合※ ¹	
	R H R による スプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が [] 以上の場合	D/W S/C	R H R による スプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が [] 未満まで低下した場合	1160

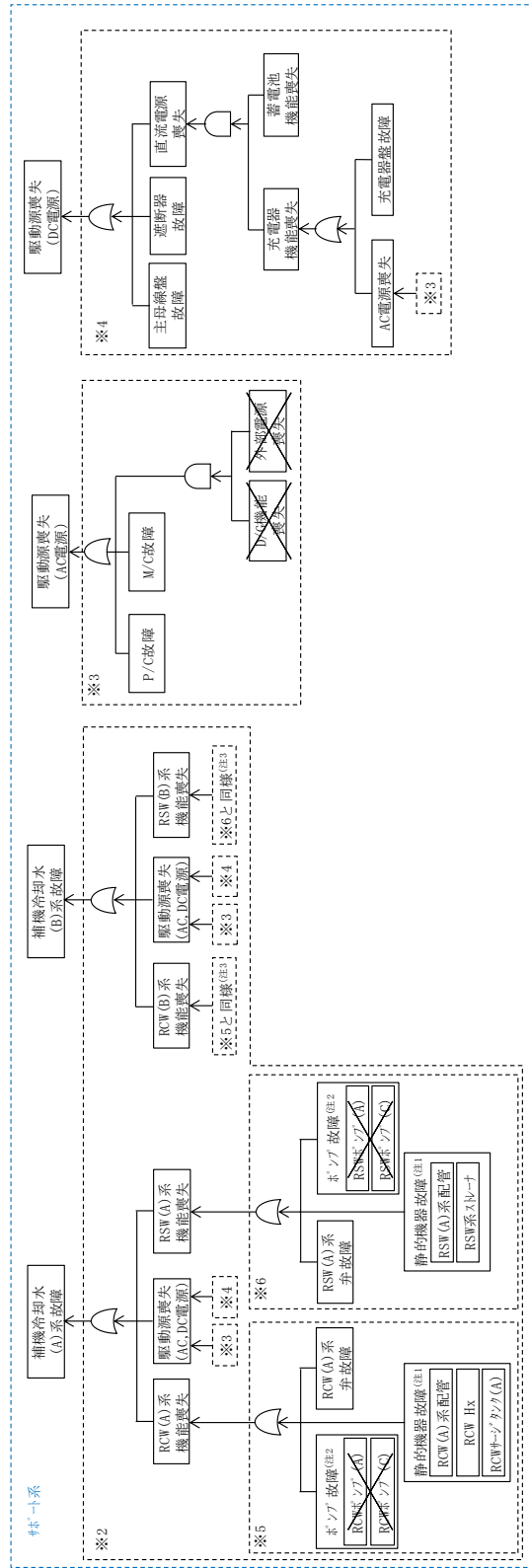
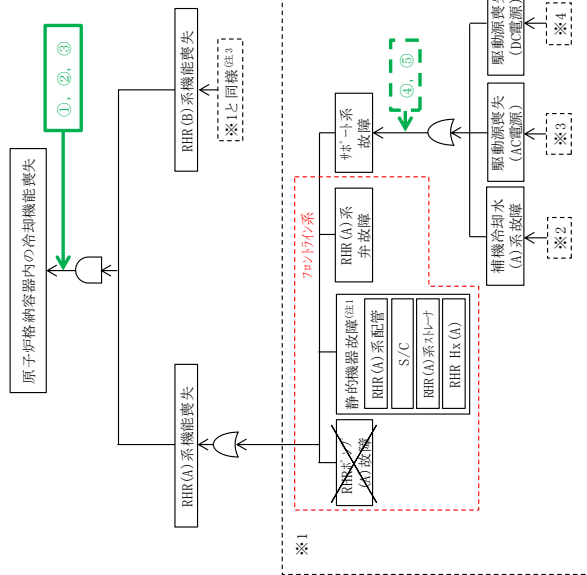
※¹：外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

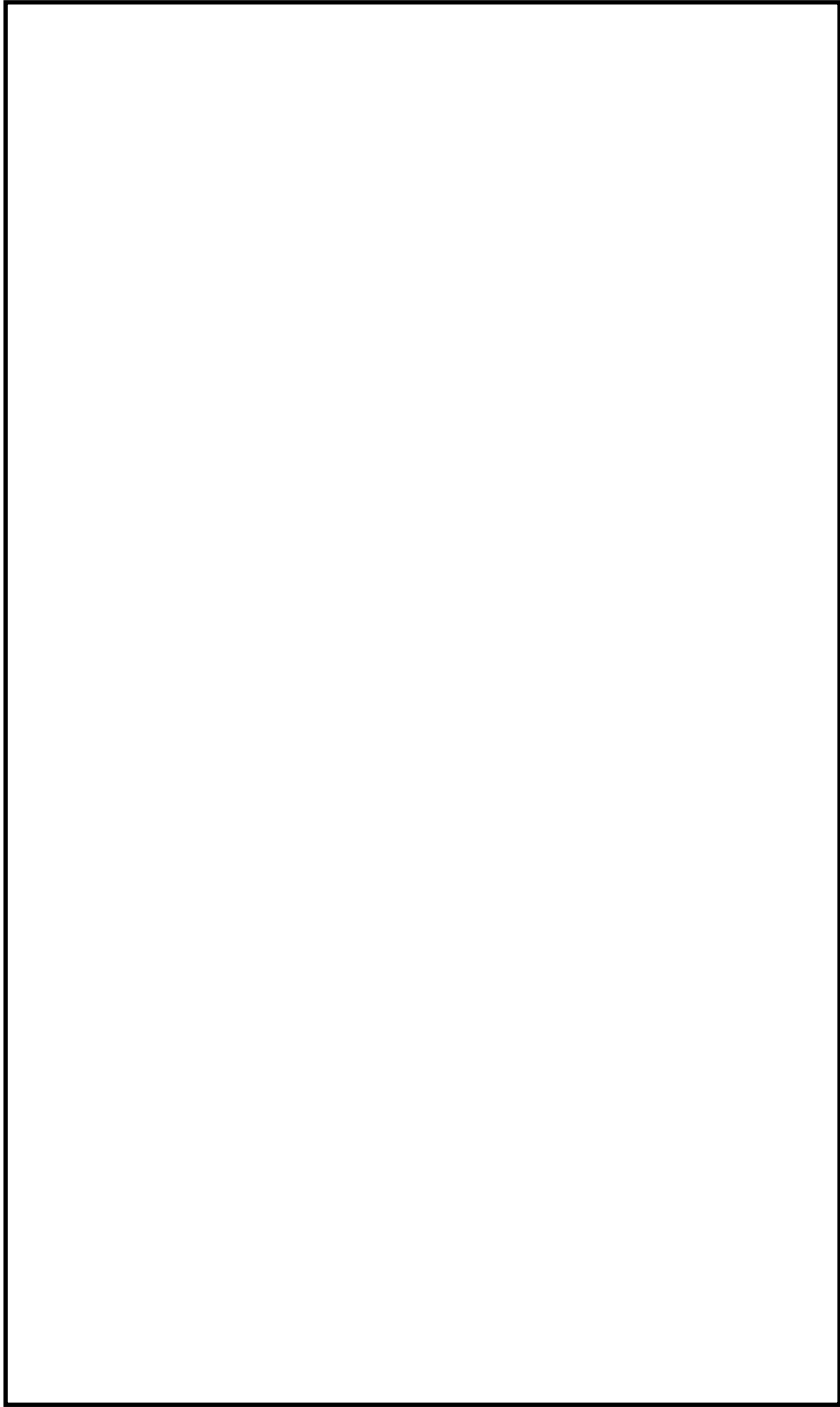


フロントライン系故障時の対応手段
 ①：原子炉格納容器スプレッド冷却系による原子炉格納容器内の冷却
 ②：復水移送ポンプによる原子炉格納容器内の冷却
 ③：ドラワイエール冷却系による原子炉格納容器内の除熱

サブポート系故障時の対応手段
 ④：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレッド冷却モード）の復旧
 ⑤：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧

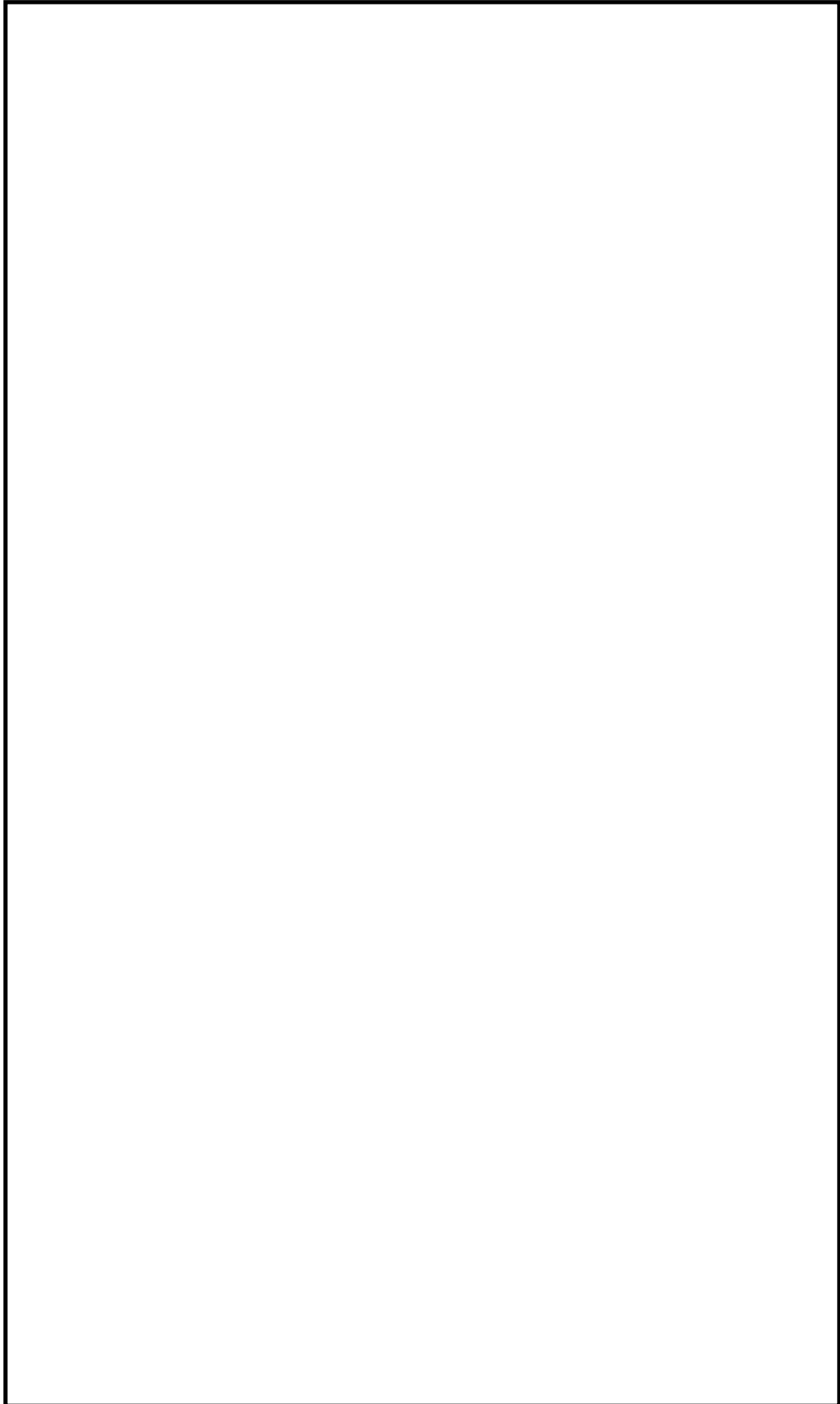


第 1.6.1 図 機能喪失原因対策分析



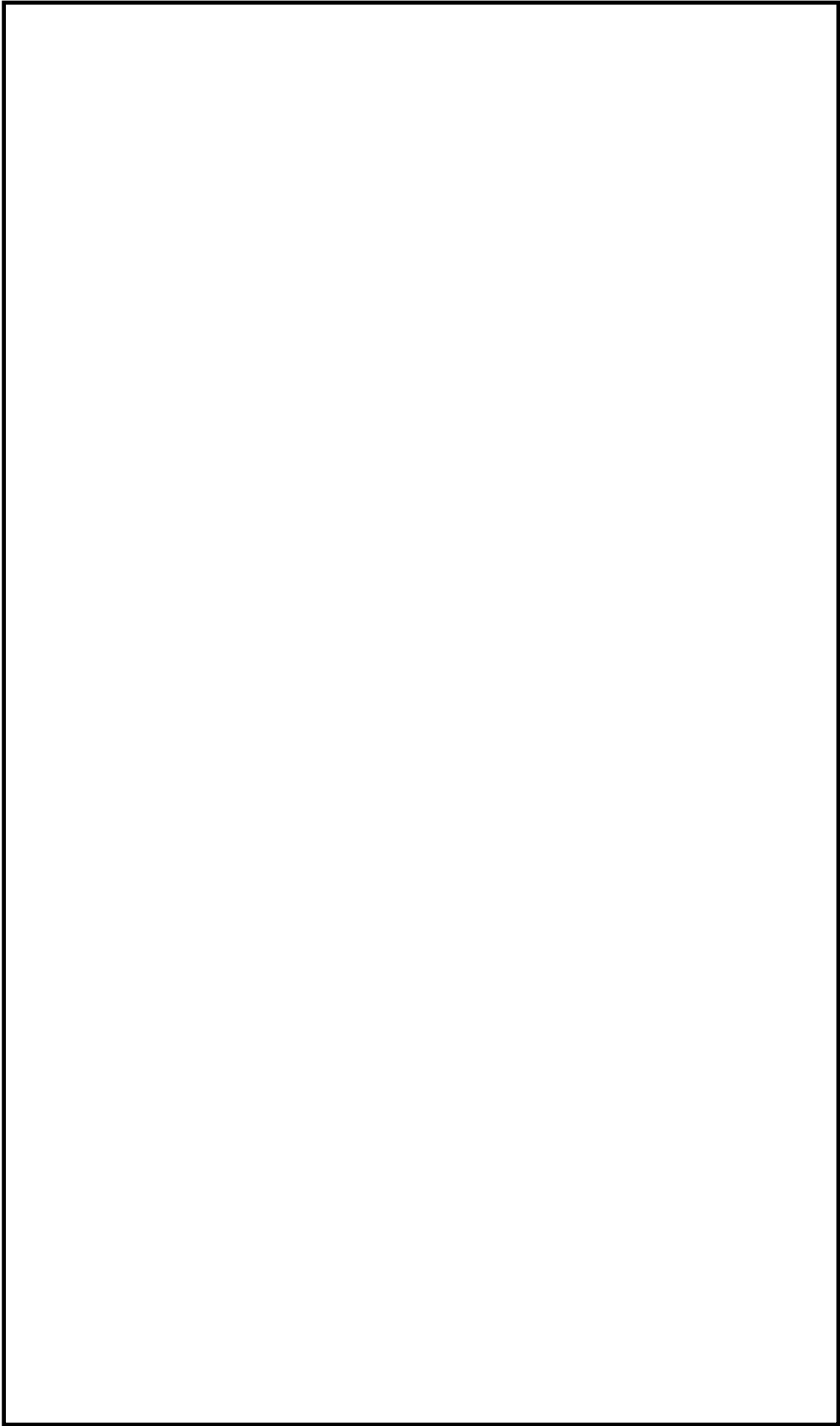
第 1.6.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「PCV 圧力制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



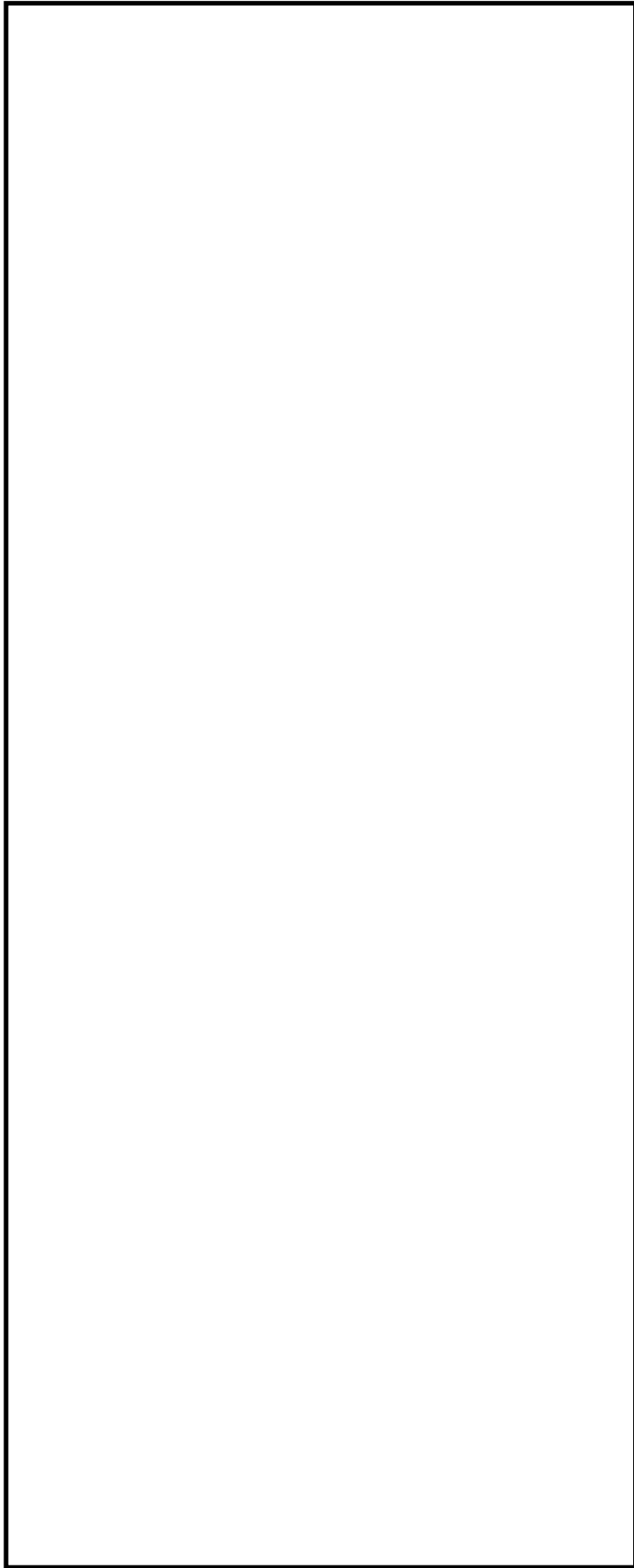
第 1.6.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「D/W 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



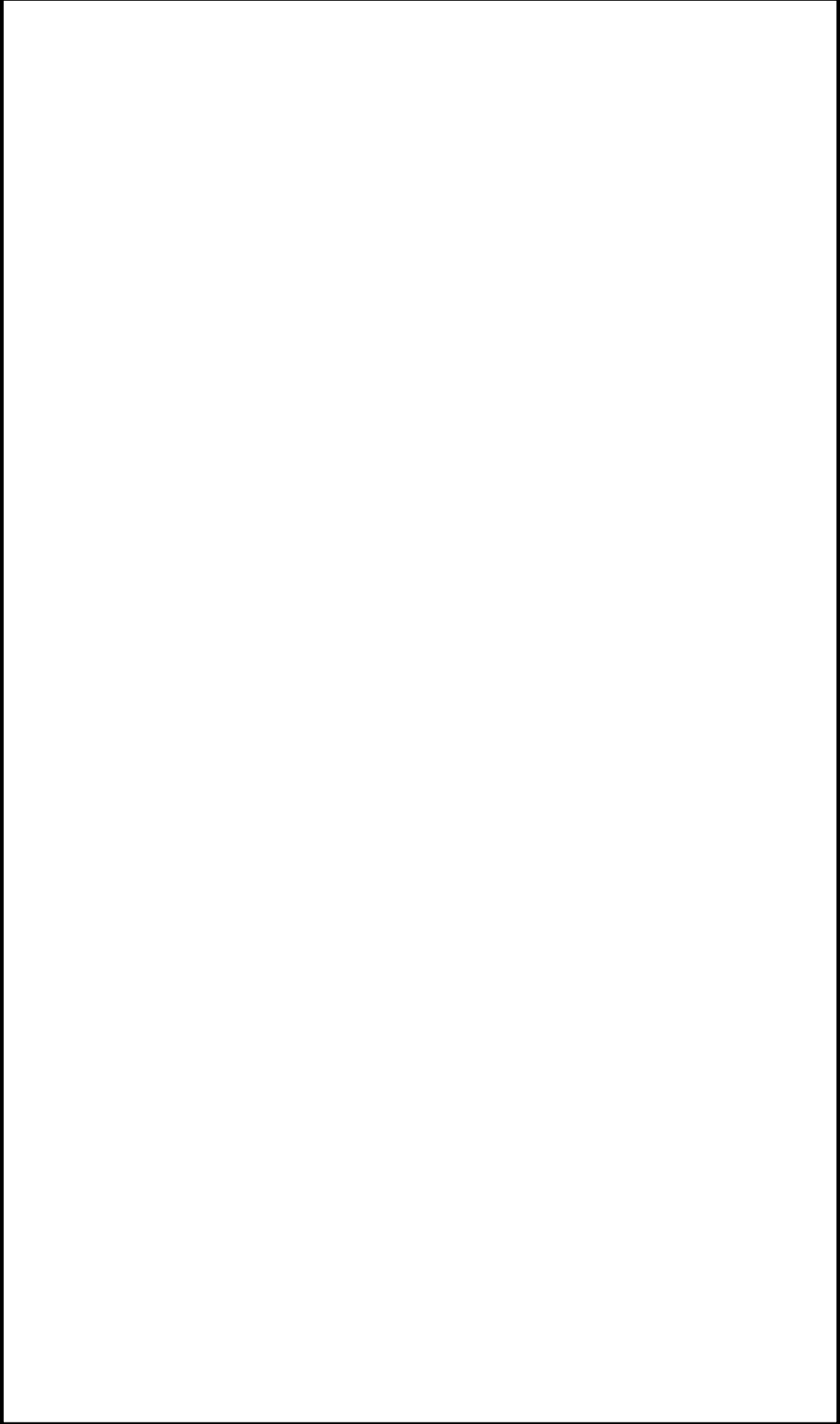
第 1.6.4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



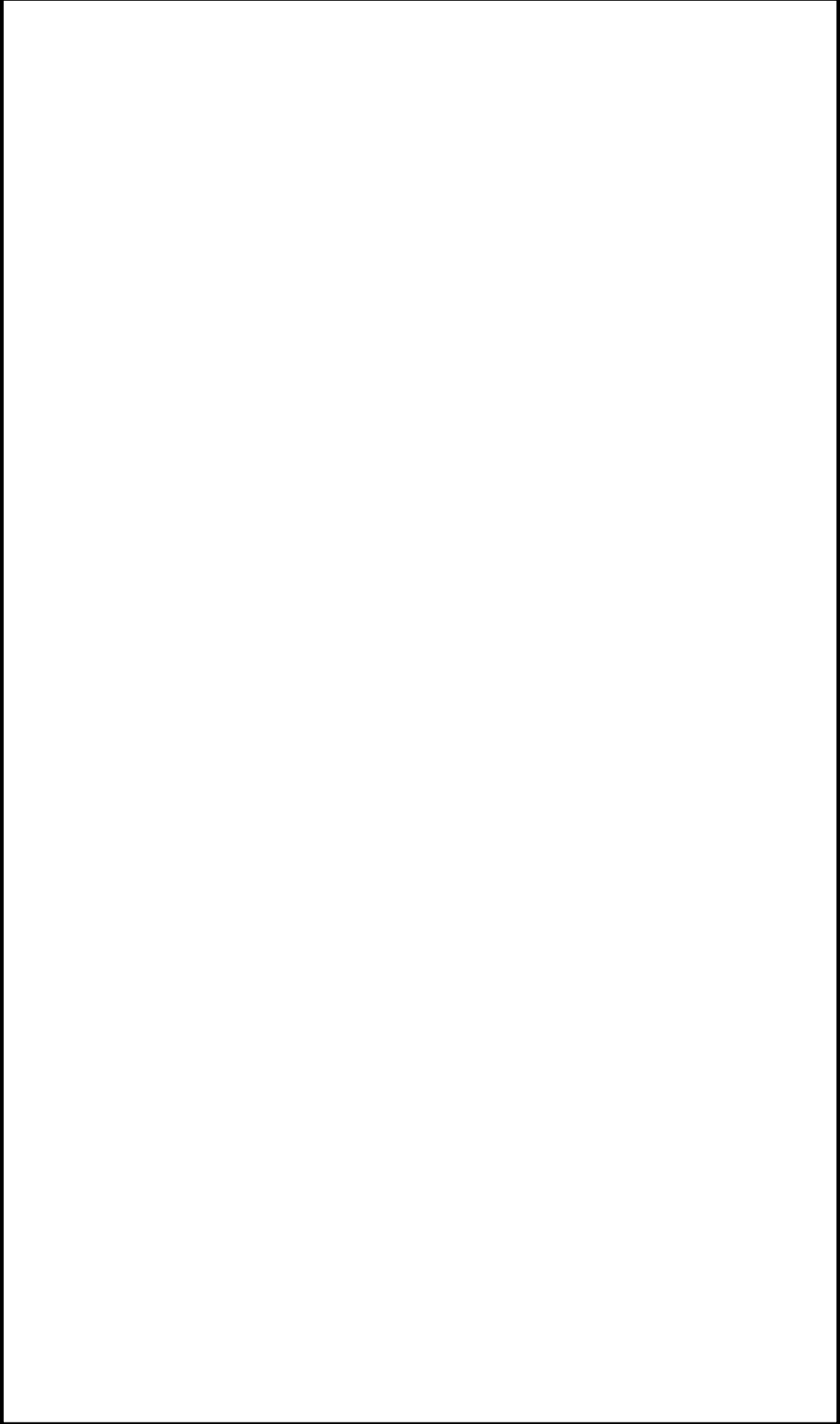
第 1.6.5 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 水位制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.6.6 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「損傷炉心冷却後の除熱」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.6.7 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 破損後の除熱」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10							
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系内へのスプレイ	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												原子炉格納容器代替スプレイ冷却系内へのスプレイによるドラウエル内へのスプレイ開始	操作手順		
		1	注水開始, 状況監視 ^{※2}															
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※3※4}															④
		3	大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 ^{※5}															
		3	大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 ^{※6}														⑥	
		3	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}															
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※3※4}														④	
		3	ホースの敷設, 接続 ^{※7}															
		3	送水準備・送水(水張り・系統確認) ^{※6}											⑥, ⑨				
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※3※4}														④	
3		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※8}																
3	ホースの敷設, 接続 ^{※7}																	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

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

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

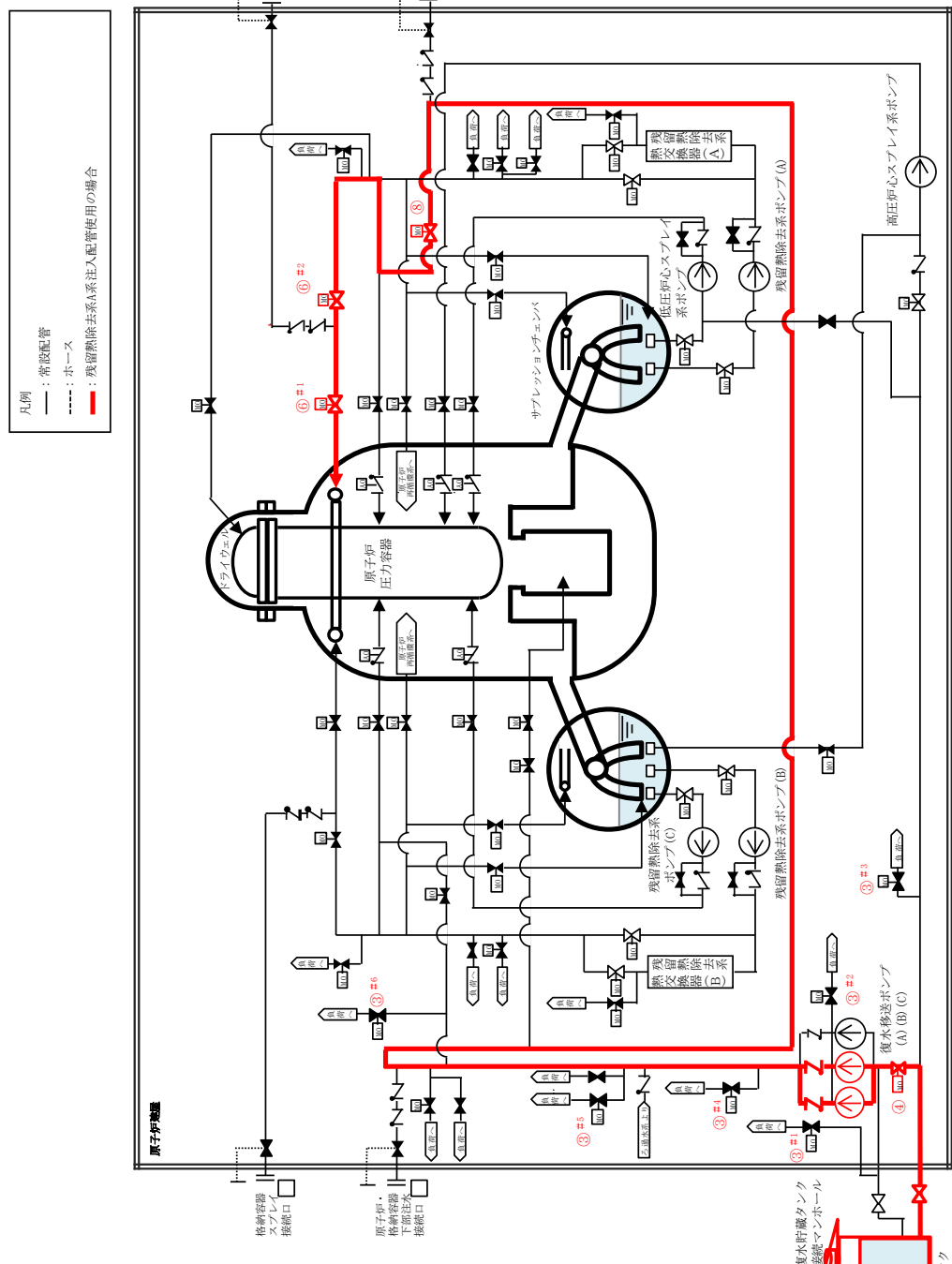
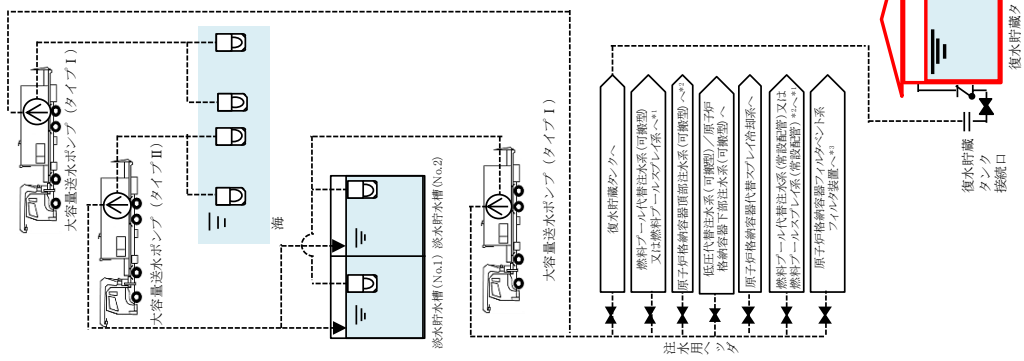
※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

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

第 1.6.9 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドラウエル内へのスプレイ タイムチャート



凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 - - - : 残留熱除去系注入配管使用の場合
 — (赤線) : 残留熱除去系

*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

第 1.6.10 図 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ 概要図 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ #2	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ #3	PPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ #4	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #5	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #6	R/B IF 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ #1	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑥ #2	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

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

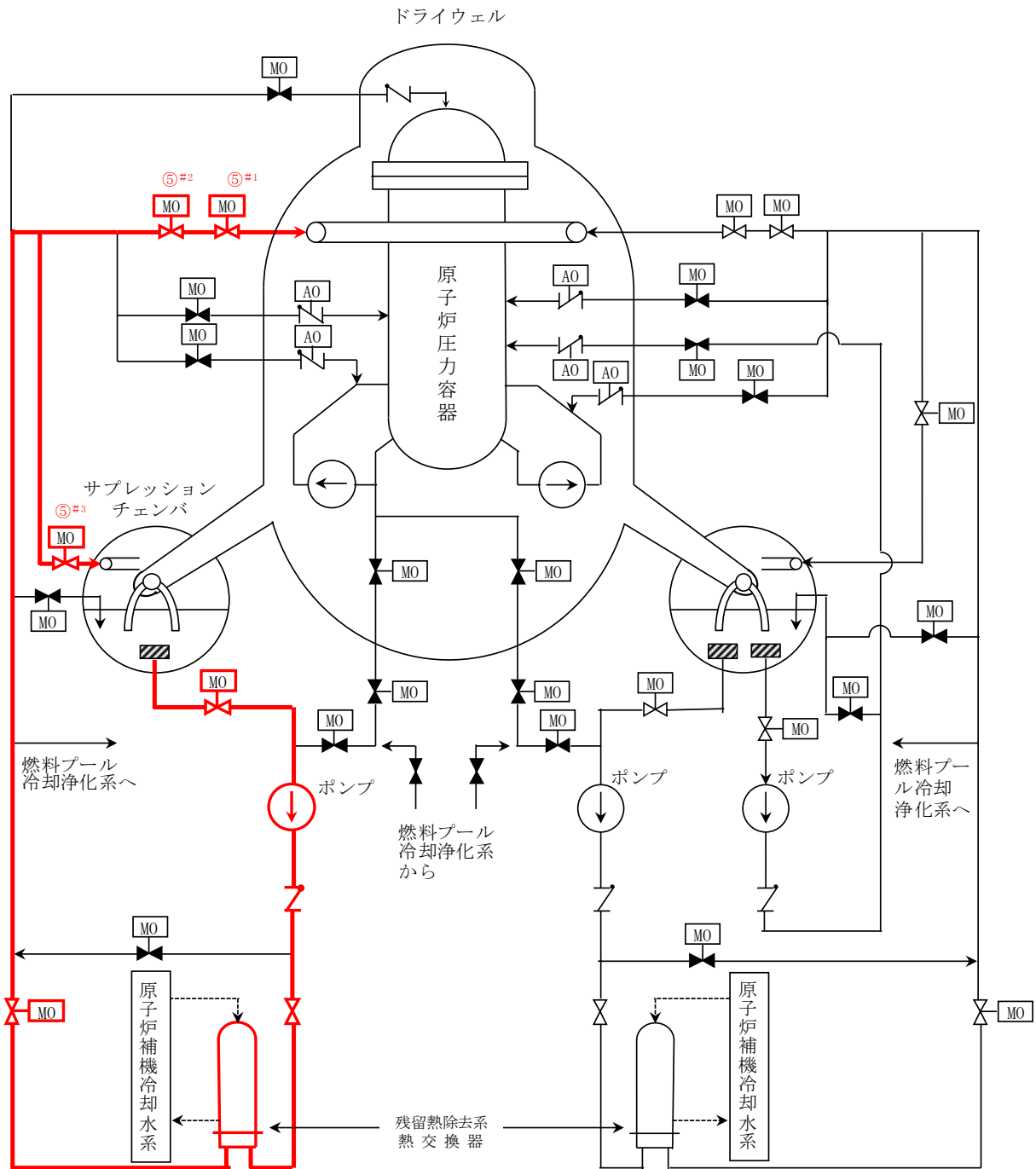
第 1.6.10 図 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ	中央制御室運転員A 1	20分 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ										操作手順	
		電源確認※1											
													③~⑥, ⑧

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.6.11 図 復水移送ポンプによるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤#1	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-MO-F010A	中央制御室
⑤#2	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-MO-F009A	中央制御室
⑤#3	RHR A系S/Cスプレイ隔離弁	E11-MO-F011A	中央制御室

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

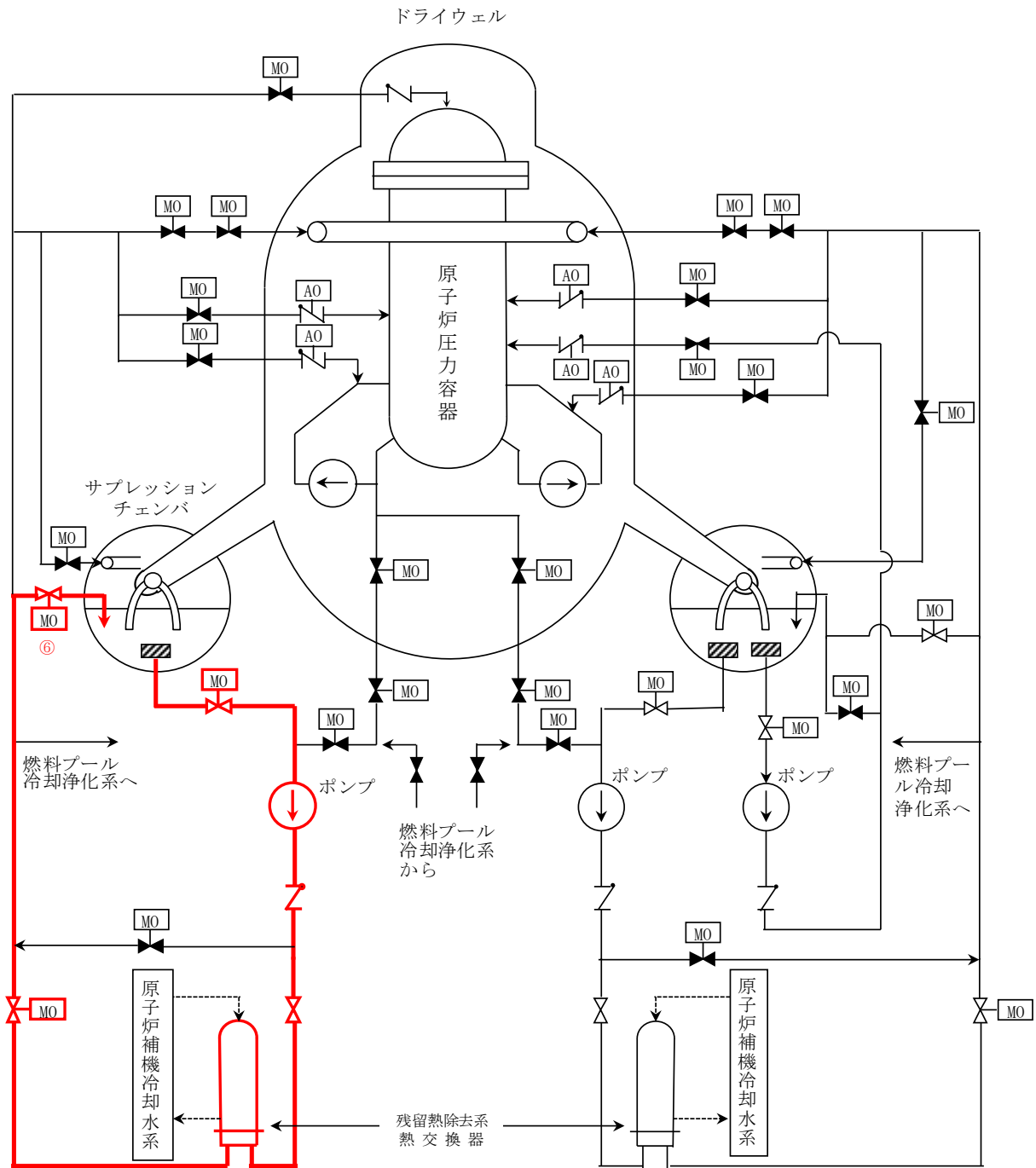
第 1.6.12 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレ イ	中央制御室運転員A 1	15分 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ										操作手順	
		電源確認※1											
													③, ⑤

※1：訓練実績に基づき中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間)に余裕を見込んだ時間

第 1.6.13 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥	RHR A系試験用調整弁	E11-MO-F012A	中央制御室

第 1.6.14 図 残留熱除去系電源復旧後のサプレッションプールの除熱 概要図

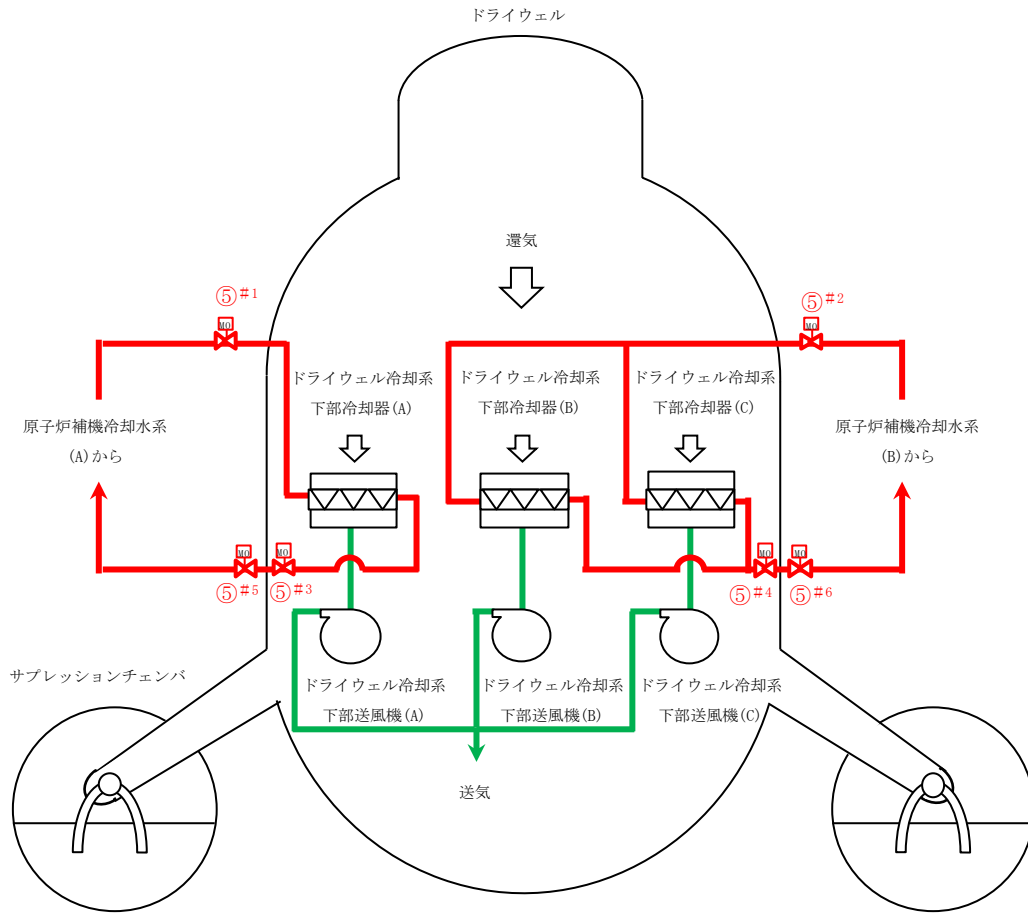
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
残留熱除去系電源復旧後のサブレーションプールの除熱	中央制御室運転員A 1	20分 残留熱除去系電源復旧後のサブレーションプールの除熱							操作手順
		電源確認※1							
									③, ⑥

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.6.15 図 残留熱除去系電源復旧後のサブレーションプールの除熱 タイムチャート

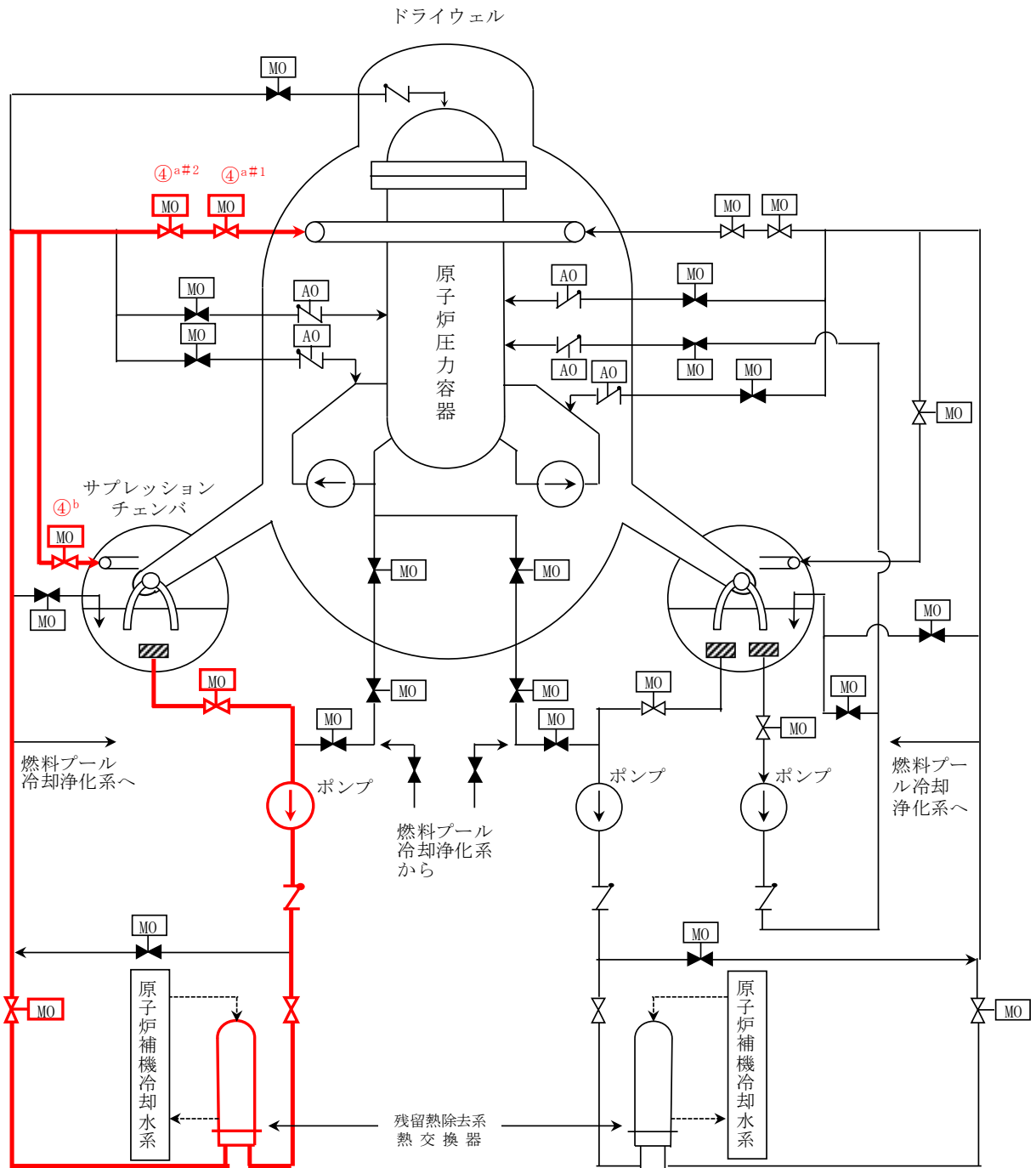
凡例
 ⑤ #1 ~ ⑤ #6 : ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所 (冷却水通水)
 ⑤ #7 ~ ⑤ #9 : ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所 (送気)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤ #1	RCW 供給側第二隔離弁 (A)	P42-M0-F112A	中央制御室
⑤ #2	RCW 供給側第二隔離弁 (B)	P42-M0-F112B	中央制御室
⑤ #3	RCW 戻り側第一隔離弁 (A)	P42-M0-F115A	中央制御室
⑤ #4	RCW 戻り側第一隔離弁 (B)	P42-M0-F115B	中央制御室
⑤ #5	RCW 戻り側第二隔離弁 (A)	P42-M0-F116A	中央制御室
⑤ #6	RCW 戻り側第二隔離弁 (B)	P42-M0-F116B	中央制御室

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

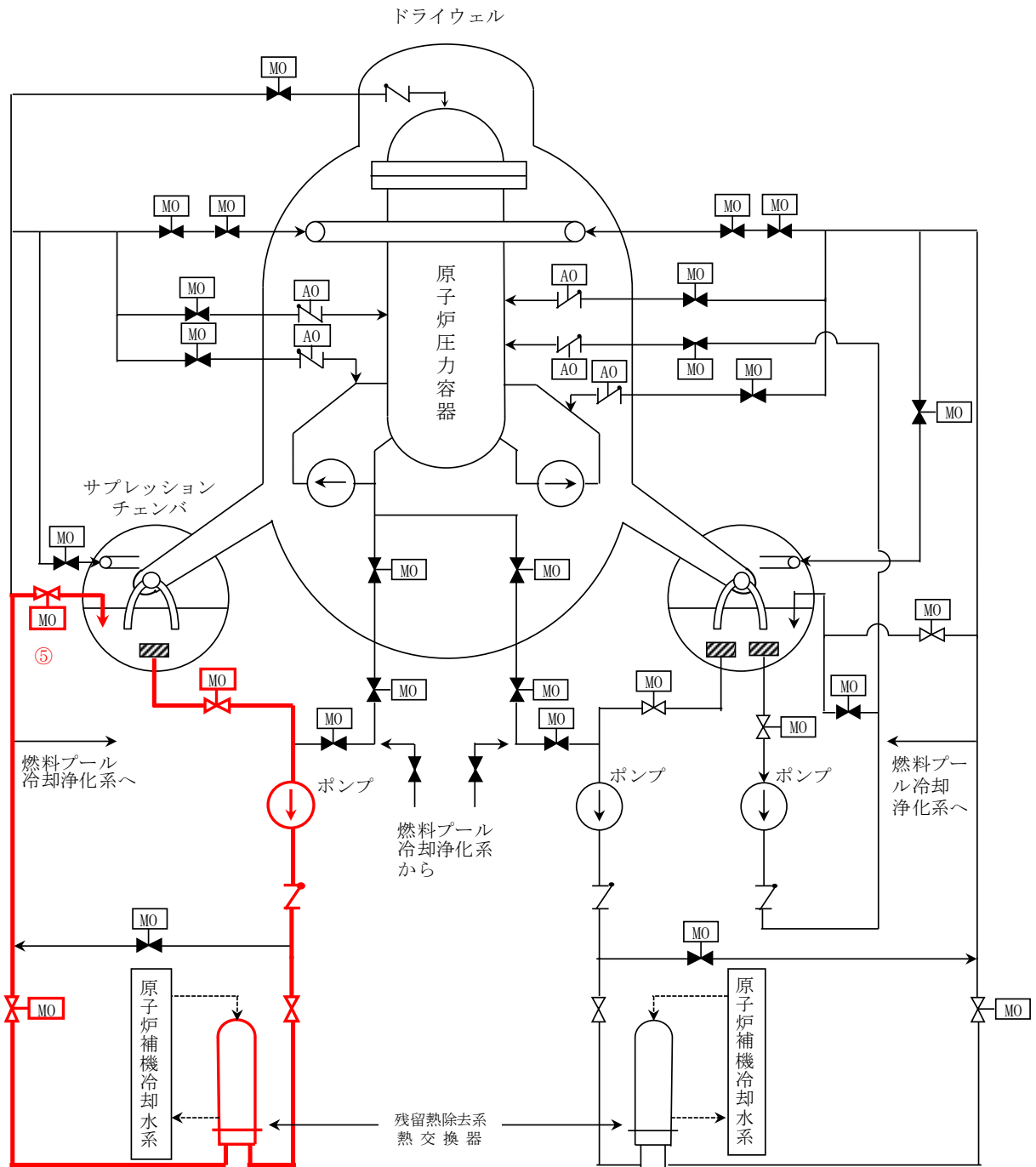
第 1.6.16 図 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 概要図



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ ^a #1	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-MO-F010A	中央制御室
④ ^a #2	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-MO-F009A	中央制御室
④ ^b	RHR A系S/Cスプレイ隔離弁	E11-MO-F011A	中央制御室

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

第 1.6.18 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図

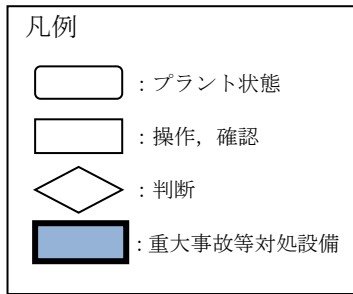
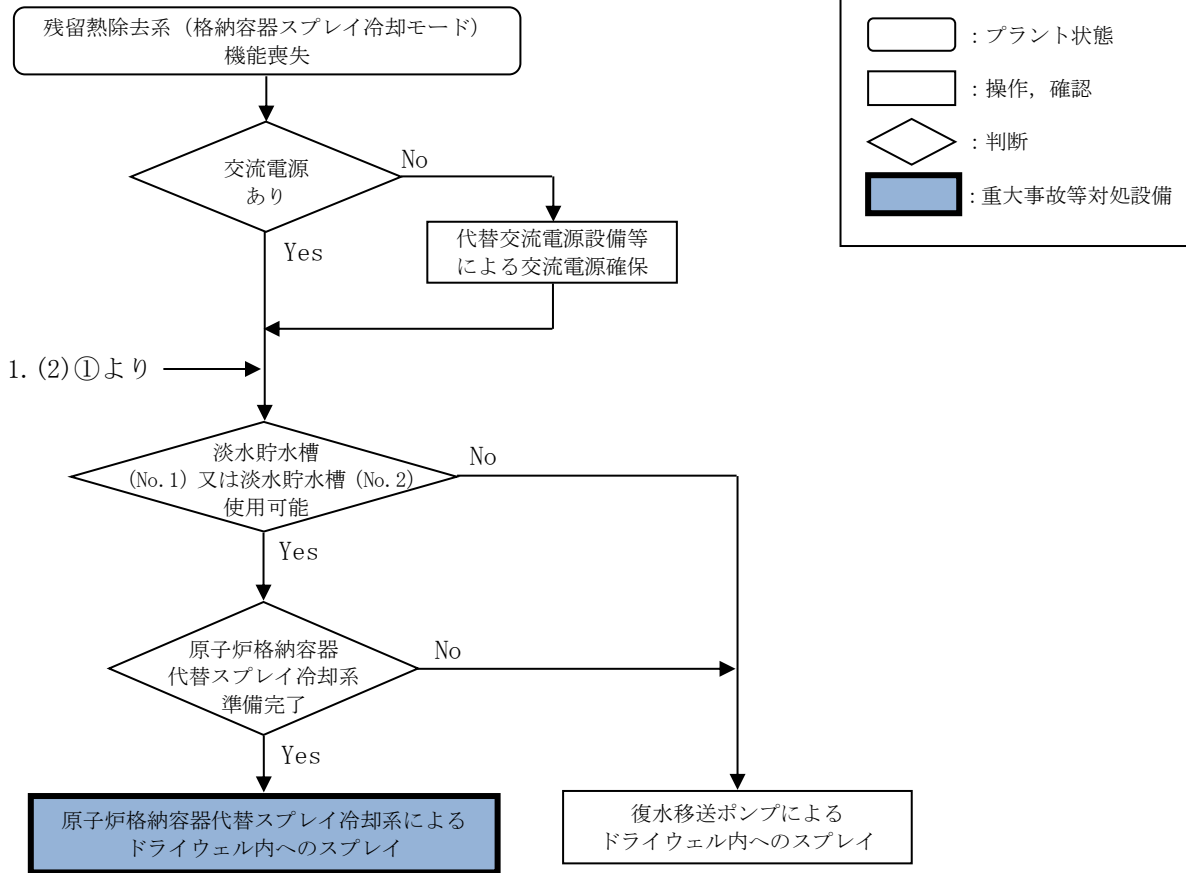


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤	RHR A系試験用調整弁	E11-MO-F012A	中央制御室

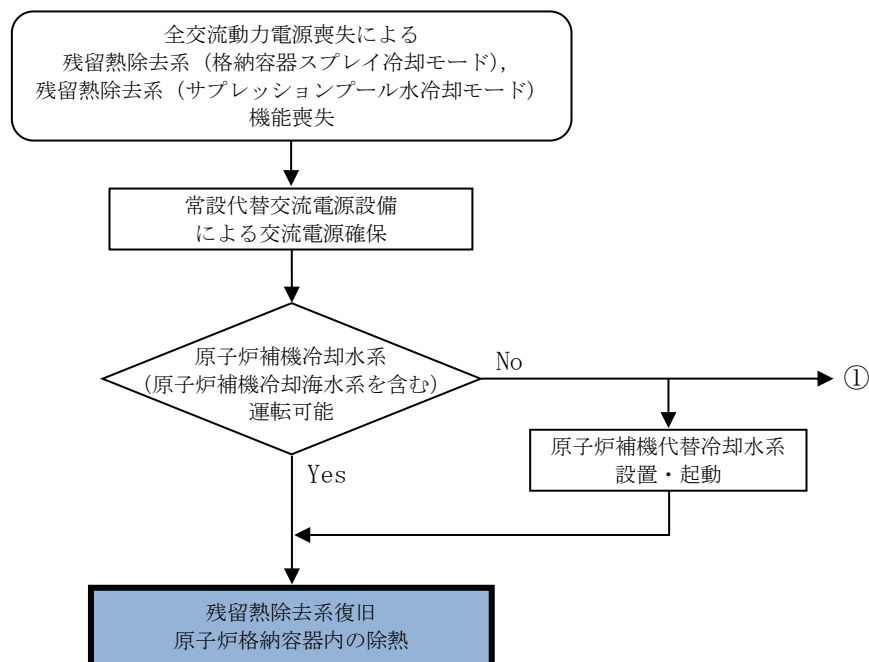
第 1.6.19 図 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱 概要図

1. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



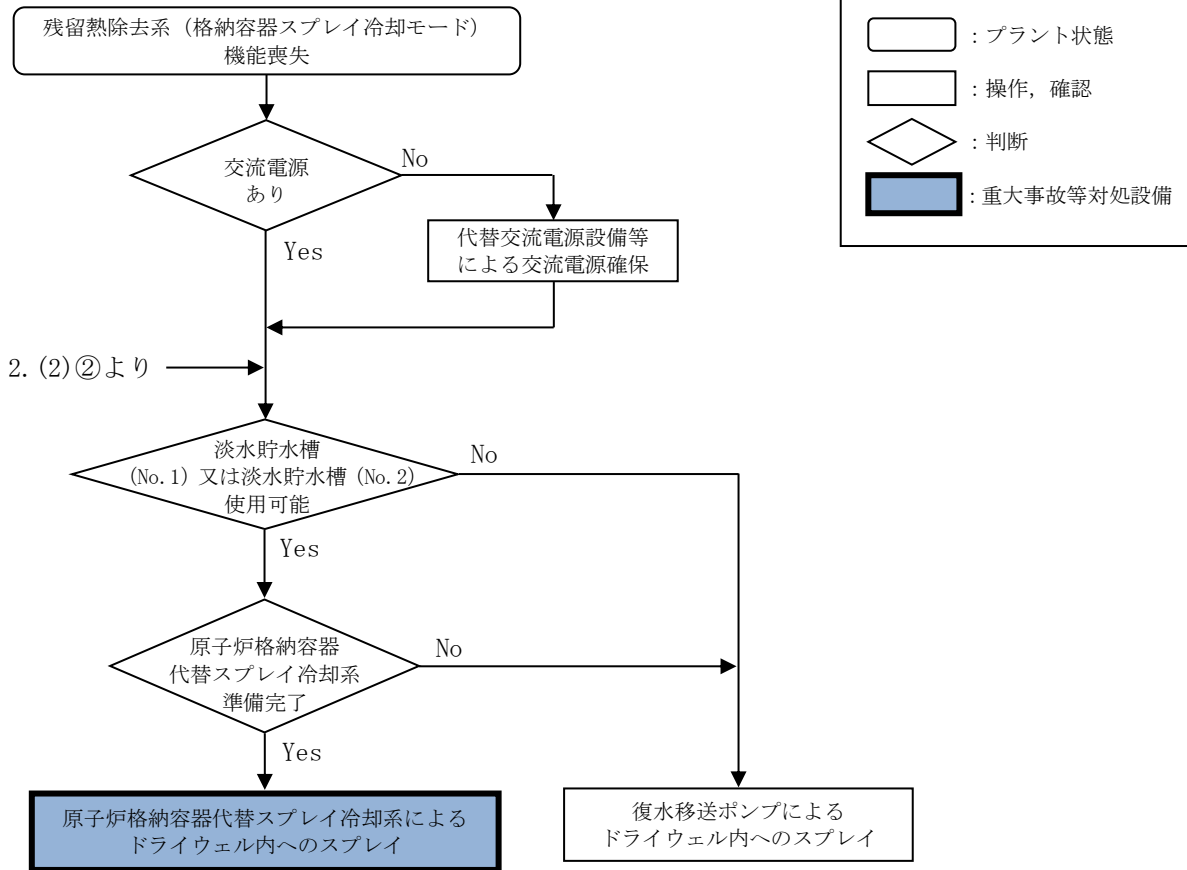
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



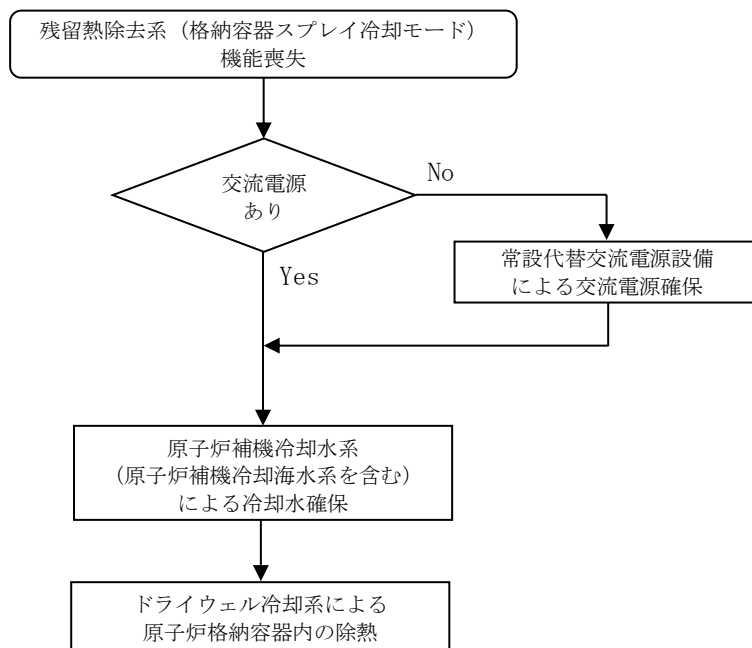
第 1.6.20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

2. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (1/2)

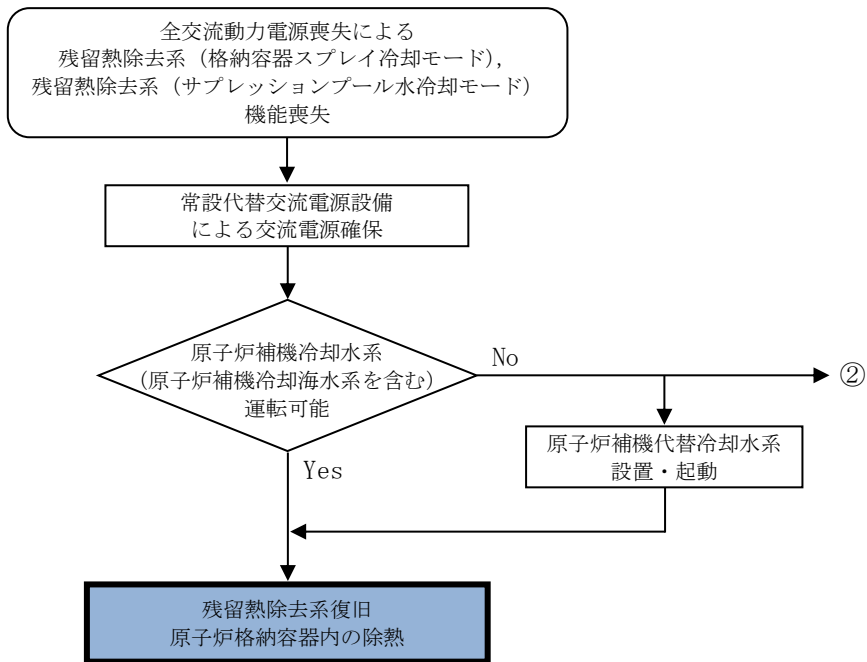


(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (2/2)



第 1. 6. 20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1. 6. 20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/4）

技術的能力審査基準（1.6）	番号	設置許可基準規則（49条）	技術基準規則（64条）	番号
<p>【本文】 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する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必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 2 発電用原子炉設置者は、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必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する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必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、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必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する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必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、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必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等 a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	⑤
<p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等 a) 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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 (2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 (2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	⑥

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/4）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
残留熱除去系（サブプレッションモード）によるサブプレッションポンプの冷却	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	-	-							

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/4）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプ1）	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	復水移送ポンプによる原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設			高圧炉心スプレイ系配管・弁	常設			
	ホース延長回収車	新設			補給水系 配管・弁	常設			
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			スプレイ管	常設			
	スプレイ管	既設			燃料プール補給水系弁	常設			
	原子炉格納容器	既設			原子炉格納容器	常設			
	非常用交流電源設備	既設			非常用交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設可搬			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	代替所内電気設備	新設			所内常設蓄電式直流電源設備	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			可搬型代替直流電源設備	常設可搬			
—	—	—	代替所内電気設備	常設					
—	—	—	—	—	—	65分	1名	自主対策とする理由は本文参照	
—	—	—	原子炉格納容器冷却系による ドライウエル冷却系による	ドライウエル冷却系下部送風機	常設				
				ドライウエル冷却系下部冷却器	常設				
				原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	常設				
				常設代替交流電源設備	常設				
—	—	—	—	—	—				

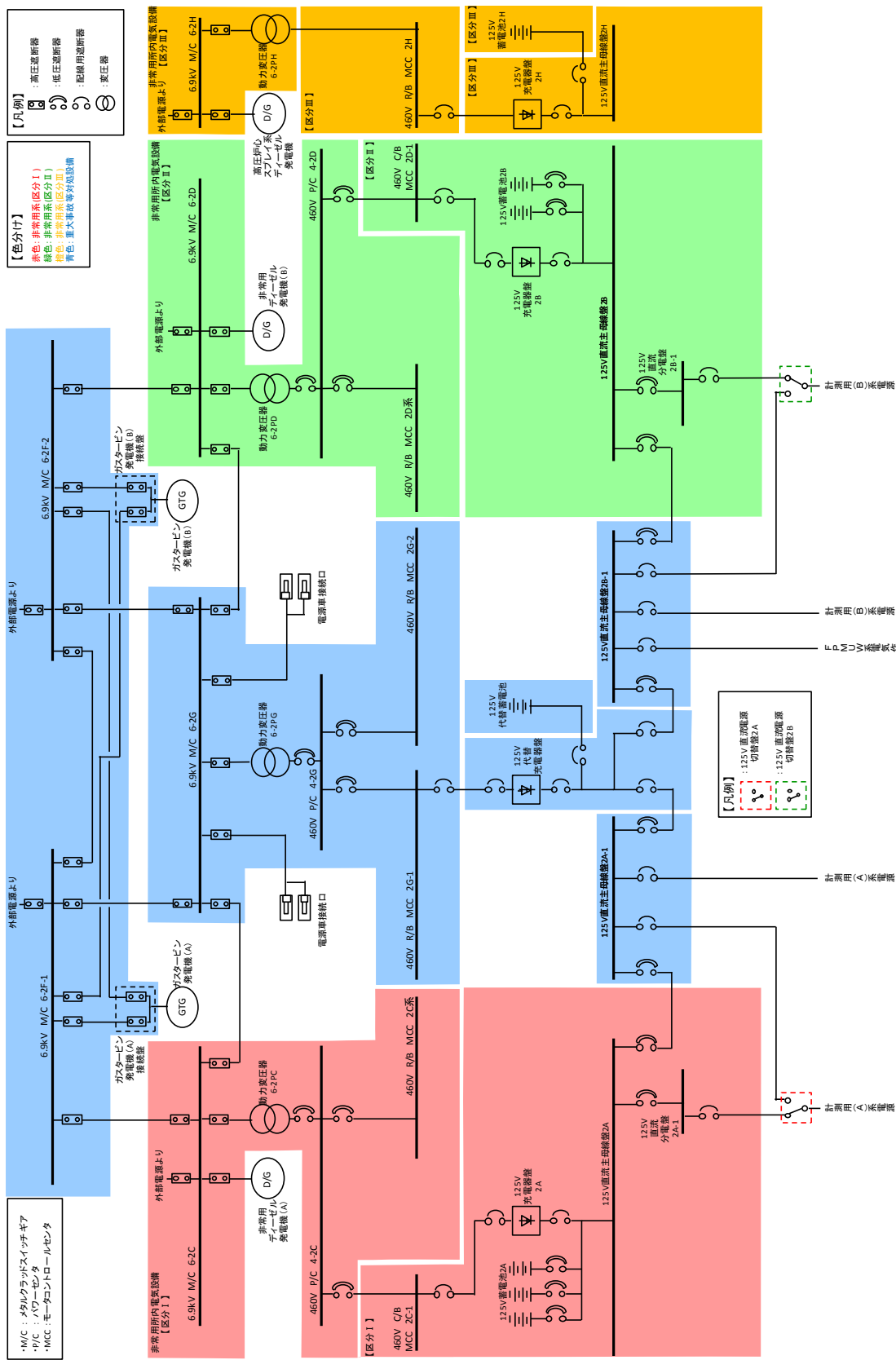
※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
常設代替交流電源設備	新設								
常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションポンプ水冷却モード）の復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
-	-								

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイ

(1) 操作概要

発電所対策本部は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイが必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により送水する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺、原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び時間

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイのうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 6時間 30分（訓練実績等）

(4) 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業ペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携

帯) により発電所対策本部に連絡することが可能である。
スプレー操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話(固定)、衛星電話(携帯)、トランシーバ(固定)及びトランシーバ(携帯)を用いることにより、円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ (タイプ I)



ホース敷設, 接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動



流量調整

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順 1.6.2.3 重大事故等対処 設備（設計基準拡張）によ る対応手順	手順 (2)残留熱除去系（サブレッション プール水冷却モード）によるサブ レッションプールの除熱	判断基準記載内容 サブレッションプールの温度が規定温度以上 サブレッションプールの気体温度が規定温度以上	解釈 サブレッションプールの温度が□以上 サブレッションプールの気体温度が□以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容	解釈
1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧		
		(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスブレイ	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力指示値が [] 以上
		(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレーションの除熱	残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量指示値が [] 程度まで上昇
1. 6. 2. 2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉格納容器除熱	RCW・RSW 盤 ESS-I 及び RCW・RSW 盤 ESS-II 常用換気空調系盤及び常用換気空調系補助盤	(RCW・RSW 盤 ESS-I) H11-P688 (RCW・RSW 盤 ESS-II) H11-P689 (常用換気空調系盤) H11-P682 (常用換気空調系補助盤) H11-P683
1. 6. 2. 3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順	(1) 残留熱除去系(格納容器スブレイ冷却モード)による原子炉格納容器内へのスブレイ	—	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力指示値が [] 以上

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P70-D001-5	格納容器スプレイ弁	屋外
E11-F063A	RHR A系格納容器代替スプレイ注入元弁	中央制御室
E11-F063B	RHR B系格納容器代替スプレイ注入元弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F010B	RHR B系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
P13-M0-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-M0-F022	MUWC サンプルング取出止め弁	中央制御室
P15-M0-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-M0-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F009B	RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062B	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F011A	RHR A系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F011B	RHR B系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F012A	RHR A系試験用調整弁	中央制御室
E11-M0-F012B	RHR B系試験用調整弁	中央制御室
P42-M0-F112A	RCW 供給側第二隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F112B	RCW 供給側第二隔離弁(B)	中央制御室
P42-M0-F115A	RCW 戻り側第一隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F115B	RCW 戻り側第一隔離弁(B)	中央制御室
P42-M0-F116A	RCW 戻り側第二隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F116B	RCW 戻り側第二隔離弁(B)	中央制御室

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

< 目次 >

1.7.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(c) 原子炉格納容器内 pH 調整

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.7.2 重大事故等時の手順

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

(2) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(3) 原子炉格納容器内 pH 調整

(4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.7.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.7.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.7.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給
2. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ
3. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給
4. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

添付資料 1.7.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止
 - a) 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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。
 - (2) 悪影響防止
 - a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。
 - (3) 現場操作等
 - a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
 - b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
 - c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。
 - (4) 放射線防護
 - a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備しており、ここではこの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.7.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

なお、設備の選定に当たっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備*を選定する。

※自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.7.1 表に整理する。

a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

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、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

また、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作

設備を用いた人力操作を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可能である。放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建屋内の原子炉棟外とする。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・ホース延長回収車
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）
- ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・薬液補給装置
- ・淡水貯水槽（No.1）
- ・淡水貯水槽（No.2）

原子炉格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：原子炉格納容器フィルタベント系によるサブプレッションチェンバベント（以下「S/C ベント」という。）（現場操作含む）

優先②：原子炉格納容器フィルタベント系によるドライウェルベント（以下「D/W ベント」という。）（現場操作含む）

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用したフィルタ装置への水補給は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水も利用できる。

ii. 不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換

排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する手段がある。

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口
- ・フィルタ装置
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁

iii. 原子炉格納容器負圧破損の防止

原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を定めている。格納容器スプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整理する。

また、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口
- ・フィルタ装置
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・原子炉格納容器

(b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

代替循環冷却系の起動、流量調整等の操作については中央制御室から行う。

なお、代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減対策として、大容量送水ポンプ（タイプ I）から外部水源を供給することによりフラッシングが可能である。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・熱交換器ユニット

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・サプレッションチェンバ
- ・ホース延長回収車
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク
- ・ホース・除熱用ヘッダ・接続口
- ・スプレイ管
- ・非常用取水設備
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(c) 原子炉格納容器内 pH 調整

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションプール水中による素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。

原子炉格納容器 pH 調整で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ
- ・原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク
- ・原子炉格納容器 pH 調整系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・非常用交流電源設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）で使用する設備のうち、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、可搬型窒素ガス供給装置、遠隔手動弁操作設備、ホース延長回収車、ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口、ホース・注水用ヘッダ・接続口、原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁、原子炉格納容器調気系配管・弁、原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）、大容量送水ポンプ（タイプ I）、所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の補給等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備のうち、可搬

型窒素ガス供給装置，ホース・窒素供給用ヘッド・接続口，原子炉格納容器調気系配管・弁，原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち，代替循環冷却ポンプ，残留熱除去系熱交換器，熱交換器ユニット，大容量送水ポンプ（タイプ I），ホース延長回収車，サプレッションチェンバ，残留熱除去系配管・弁・ストレーナ，原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク，ホース・除熱用ヘッド・接続口，スプレイ管，非常用取水設備，原子炉圧力容器，原子炉格納容器，常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.7.1）

以上の重大事故等対処設備により，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。

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

・薬液補給装置

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており，原子炉格納容器ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても，アルカリ性を維持可能であるため薬液の補給は不要であるが，フィルタ装置への水補給と合わせて，本設備を用いて外部から薬液を補給することとしていることから，原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。

・可搬型窒素ガス供給装置

有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により，事故発生後 7 日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はなく，その後の安定状態においてサプレッションプール水の温度が低下し，原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても，本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することが可能であることから，原子炉格納容器の負圧破損を防止する手段として有効である。

・原子炉格納容器 pH 調整設備

重大事故等対処設備である，フィルタ装置により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られているが，原子炉格納容器内に薬剤を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

b. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書(シビアアクシデント)、非常時操作手順書(設備別)及び重大事故等対応要領書に定める(第1.7.1表)。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する(第1.7.2表、第1.7.3表)。

(添付資料 1.7.2)

1.7.2 重大事故等時の手順

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サプレッションプール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サプレッションプール水位が上昇するが、外部水源注水量限界に到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を0.640MPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合には原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は待避所へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合は、FCVS ベントライン隔離弁(A)又はFCVS ベントライン隔離弁(B)を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁については、

FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器ベント移行条件^{※2}に達した場合。

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

※2：残留熱除去系の復旧及び代替循環冷却系の運転ができず、原子炉格納容器内の圧力が 0.640MPa[gage]に到達した場合若しくは原子炉建屋の水素濃度の上昇が確認された場合。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7.1 図に、概要図を第 1.7.5 図に、タイムチャートを第 1.7.6 図及び第 1.7.7 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、原子炉格納容器調気系(以下「AC 系」という。)隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤で AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、ベ

ント用 SGTS 側隔離弁，格納容器排気 SGTS 側止め弁，ベント用 HVAC 側隔離弁，格納容器排気 HVAC 側止め弁，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。

- ⑧ 中央制御室運転員 A は，FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開とし，原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また，発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお，中央制御室からの操作により全開にできない場合は，現場運転員 B 及び C は，原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開とし，原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また，発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器内の圧力及び水位並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を発電課長に適宜報告する。また，発電課長は，原子炉格納容器内の圧力及び水位並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を発電所対策本部長に報告する。
- ⑩ 発電所対策本部長は，以下のいずれかの条件に到達した場合，発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの開始を指示する。
- ・原子炉格納容器内の圧力を 0.640 MPa [gage] 以下に維持できないと判断した場合。
 - ・原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度が 2.3% に到達した場合。
- ⑪ 発電課長は，運転員にサプレッションチェンバ (以下「S/C」という。) 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また，S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は，ドライウェル (以下「D/W」という。) 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑫^a S/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合
中央制御室運転員 A は，S/C ベント用出口隔離弁を全開とし，原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお，中央制御室からの操作により全開にできない場合は，現場運転員 B 及び C は，原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁を全開とし，原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。
- ⑫^b S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合
中央制御室運転員 A は，D/W ベント用出口隔離弁を全開とし，原子炉格納容器フィルタベント系による D/W 側からの原子炉格納容器ベントを開始する。なお，中央制御室からの操作により全開にできない場合は，現場

運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

- ⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下並びにフィルタ装置入口圧力指示値及びフィルタ装置出口圧力指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は発電課長に報告する。また、発電課長は、フィルタ装置への水補給を実施するよう発電所対策本部に依頼する。
- ⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑯ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑰ 発電課長は、運転員に FCVS ベントライン隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ⑱ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑲ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑳ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉑ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉒ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策

本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、現場運転員 B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は 15 分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は 1 時間 15 分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は 5 分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は 1 時間 55 分以内で可能である。

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

遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.7.3)

b. フィルタ装置への水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位（許容最小水量）に到達する前に、重大事故用給水ラインからフィルタ装置への水補給を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が下限水位（許容最小水量）を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置への水補給手順（フィルタ装置（A）への水補給）は以下のとおり。（フィルタ装置（B），（C）への水補給手順も同様。）

概要図を第 1.7.8 図に、タイムチャートを第 1.7.9 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備開始を依頼する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への水補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑥ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑧^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合
重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続が完了した後、系統構成としてフィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし、フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑧^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合
重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続が完了した後、系統構成として建屋内事故時用給水ライン元弁の全開及びフィルタ装置 (A) 補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし、フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を依頼する。
- ⑩ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への給水が開始されたことをフィルタベント系制御盤で、フィルタ装置水位指示値が上昇したことにより確認する。その後、通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑫^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完

了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑫^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁、建屋内事故時給水ライン元弁の全閉及びフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 9 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水開始まで 6 時間 25 分以内で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への水補給を行うものではないことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため作業可能である。

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

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

（添付資料 1.7.3）

c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器フィルタベント系の停止を判断した場合。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.7.10 図に、タイムチャートを第 1.7.11 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ準備のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホース

の敷設及び接続を依頼する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ前の系統構成として、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 及び FCVS ベントライン隔離弁 (B) の全閉を確認し、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を発電課長に報告する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定のための系統構成として、フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁、フィルタ装置出口水素濃度計入口弁及びフィルタ装置出口水素濃度計出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とする。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置出口水素・酸素濃度計を起動し、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定の開始を発電課長に報告する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑩ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍へ設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑫^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。
- ⑫^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁及び FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。

- ⑬ 発電課長は、運転員に窒素ガスの注入開始を指示する。
- ⑭ 現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で開操作し、窒素ガスの注入を実施する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、窒素ガスの注入が開始されたことをフィルタ装置入口圧力指示値の上昇及びフィルタ装置出口水素濃度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑯ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置入口圧力指示値によりフィルタ装置入口配管内の圧力が正圧であることを確認する。また、窒素ガスを規定時間注入したことを確認し、窒素ガス注入完了を発電課長に報告する。
- ⑰ 発電課長は、運転員に窒素ガス注入の停止操作並びにフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視を指示する。
- ⑱^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用した場合
現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とした後、FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁及び PSA 窒素供給ライン元弁を全閉とし、窒素ガス注入の停止を発電課長に報告する。
- ⑱^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用した場合
現場運転員 B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とした後、FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁及び建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を全閉とし、窒素ガス注入の停止を発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーヅ開始まで 5 時間以内で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント停止後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

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

(添付資料 1.7.3)

d. フィルタ装置への薬液補給

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能であるが、水補給に合わせて薬液を補給する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置への水補給を行う場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置 (A) への薬液補給の手順は以下のとおり。(フィルタ装置 (B), (C) への薬液補給手順も同様。)

概要図を第 1.7.12 図に、タイムチャートを第 1.7.13 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の準備のため、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置への薬液補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑥ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に薬液補給の開始を依頼する。
- ⑩^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、薬液補給を開始する。
- ⑩^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合
重大事故等対応要員は、建屋内事故時用給水ライン元弁を全開とした後、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、薬液補給を開始する。

- ⑪ 重大事故等対応要員は、規定量の薬液が補給されたことを確認し、薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。
- ⑬^a フィルタ装置水・薬液補給接続口(屋外)を使用した場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑬^b フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)を使用した場合
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉及び建屋内事故時用給水ライン元弁を全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 2 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置への薬液補給開始まで 3 時間 50 分以内で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への薬液補給を行うものではないことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため作業可能である。

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

※フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)へホースを接続する場合に必要な要員

(添付資料 1.7.3)

(2) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3%以下^{※3}の場合。

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

※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：ドライ条件の酸素濃度を確認する。

(b) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.7.2図及び第1.7.3図に、概要図を第1.7.14図に、タイムチャートを第1.7.15図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに原子炉補機代替冷却水系により冷却水が確保されていることを状態表示で確認する。
- ③^a 原子炉圧力容器への注水を実施する場合
中央制御室運転員 A は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の微開操作及び代替循環冷却ポンプ吸込弁の全開操作を実施する。
- ③^b 格納容器スプレイを実施する場合
中央制御室運転員 A は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の微開操作及び代替循環冷却ポンプ吸込弁並びに RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及

び除熱の開始を指示する。

⑥^a 原子炉圧力容器への注水を実施する場合 (⑥^a～⑩^a)

中央制御室運転員A は、代替循環冷却ポンプを起動し、ポンプ出口圧力が確立したことを確認後、速やかにRHR A 系LPCI 注入隔離弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開とし、代替循環冷却系の運転を開始する。

⑦^a 中央制御室運転員A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR熱交換器 (A) バイパス弁を全閉とする。

⑧^a 中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。

⑨^a 発電課長は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを発電所対策本部に報告する。

⑩^a 発電課長は、運転員に原子炉圧力容器内の水位を継続監視し、代替循環冷却ポンプ流量調整弁で、原子炉圧力容器内の水位の調整を行うよう指示する。

⑥^b 格納容器スプレイを実施する場合 (⑥^b～⑩^b)

中央制御室運転員A は、代替循環冷却ポンプを起動し、ポンプ出口圧力が確立したことを確認後、速やかにRHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開とし、代替循環冷却系の運転を開始する。

⑦^b 中央制御室運転員A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR熱交換器 (A) バイパス弁を全閉とする。

⑧^b 中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。

⑨^b 発電課長は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを発電所対策本部に報告する。

⑩^b 発電課長は、運転員に原子炉格納容器内の圧力及び温度を継続監視し、代替循環冷却ポンプ流量調整弁で、原子炉格納容器内の圧力及び温度の調整を行うよう指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで 20 分以内で可能である。

b. 代替循環冷却系使用時における原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために

代替循環冷却系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却水系により補機冷却水を確保し、代替循環冷却系で使用する代替循環冷却ポンプ及び残留熱除去系熱交換器 (A) 及び代替循環冷却系の運転可否の判断で使用する格納容器内雰囲気計装へ供給する。

なお、操作手順については、「1.5.2.2(1)a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」で整備する。

(3) 原子炉格納容器内 pH 調整

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、サプレッションプール水が酸性化する。サプレッションプール水が酸性化すると、サプレッションプール水中に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後に有機よう素となる。これにより原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。

原子炉格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより原子炉格納容器内に注入することで、サプレッションプール水の酸性化を防止し原子炉格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。

a. 原子炉格納容器内 pH 調整

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※。

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

(b) 操作手順

原子炉格納容器内 pH 調整の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7.4 図に、概要図を第 1.7.16 図に、タイムチャートを第 1.7.17 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器内 pH 調整のため、薬液注入の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内 pH 調整に必要なポンプ、電気作動弁、監視計器の電源及び電源容量が確保されていることを状態表示で確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、薬液注入の系統構成のため、PHCS ポンプ吸込弁

及び PHCS 注入第二隔離弁を全開にする。

- ④中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値により、薬液量が必要量以上確保されていることを確認し、発電課長に薬液注入準備完了を報告する。
- ⑤発電課長は、運転員に薬液注入の操作を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプを起動し、薬液注入を開始する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、薬液注入開始を原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、規定量の薬液が注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値で確認後、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプを停止し、PHCS ポンプ吸込弁及び PHCS 注入第二隔離弁が自動で全閉となったことを確認し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器内 pH 調整のための薬液注入開始まで 20 分以内で可能である。

(4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合^{※2}。

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

※2：原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器の除熱を開始した場合。

(b) 操作手順

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第 1.7.18 図に、タイムチャートを第 1.7.19 図に

示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な電気作動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示で確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器調気系（以下「AC系」という。）隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤で AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉確認及び FCVS ベントライン隔離弁（A）又は FCVS ベントライン隔離弁（B）、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁、D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁の全開確認又は全開操作し、原子炉格納容器への窒素ガス供給の系統構成完了を発電課長に報告する。
- ⑦ 現場運転員 B, C は、水素濃度測定のための系統構成として、フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁、フィルタ装置出口水素濃度計入口弁及びフィルタ装置出口水素濃度計出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とする。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤でフィルタ装置出口水素・酸素濃度計を起動し、水素濃度測定の開始を発電課長に報告する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑪ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告す

る。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑬ 発電課長は、サプレッションプール水温度指示値が を下回る前に、運転員に原子炉格納容器への窒素ガスの注入開始を指示する。
- ⑭^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、PSA 窒素供給ライン元弁を開操作し、窒素ガスの注入を実施する。
- ⑭^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合
現場運転員 B 及び C は、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を開操作し、窒素ガスの注入を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで 5 時間以内で可能である。

なお、本操作は、原子炉格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため作業可能である。

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

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

代替循環冷却ポンプ、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ、電気作動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」で整備する。

残留熱除去系又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイ手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及び送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」で整備する。

1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.7.20 図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に

よる格納容器スプレイを実施しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度の監視を行うとともに、原子炉格納容器ベント操作に備え、原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液の注入を行う。

原子炉補機代替冷却水系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

代替循環冷却系が起動できない場合は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントにより減圧を行う。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C 側ベントラインが使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は原子炉格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。

第 1.7.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順等
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作を含む)	フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 可搬型窒素ガス供給装置 遠隔手動弁操作設備 ホース延長回収車 ※3 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器(真空破壊装置を含む) ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 大容量送水ポンプ(タイプ I) ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」
			薬液補給装置 淡水貯水槽(No.1) ※3, ※4 淡水貯水槽(No.2) ※3, ※4	自主対策設備
		不活性ガス(窒素ガス)系統内の置換	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 フィルタ装置 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁	重大事故等対処設備 非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 フィルタ装置 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器	自主対策設備 重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」

※1: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」で整備する。
 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。
 ※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整備する。
 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順等
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ 残留熱除去系熱交換器 熱交換器ユニット※1 大容量送水ポンプ（タイプ I）※1 ホース延長回収車※1 サプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク ホース・除熱用ヘッダ・接続口 スプレイ管 非常用取水設備 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「除熱ストラテジー1」等 非常時操作手順書（設備別） 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」，「代替循環冷却ポンプによるドライウェルスプレイ」
		原子炉格納容器内 pH 調整	原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ 原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク 原子炉格納容器 pH 調整系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジー 1」 重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」で整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」で整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋内水素濃度
		電源の確保 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋内水素濃度
		原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度		
最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ		

監視計器一覧 (2/3)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) b. フィルタ装置への水補給		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) d. フィルタ装置への薬液補給		
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)

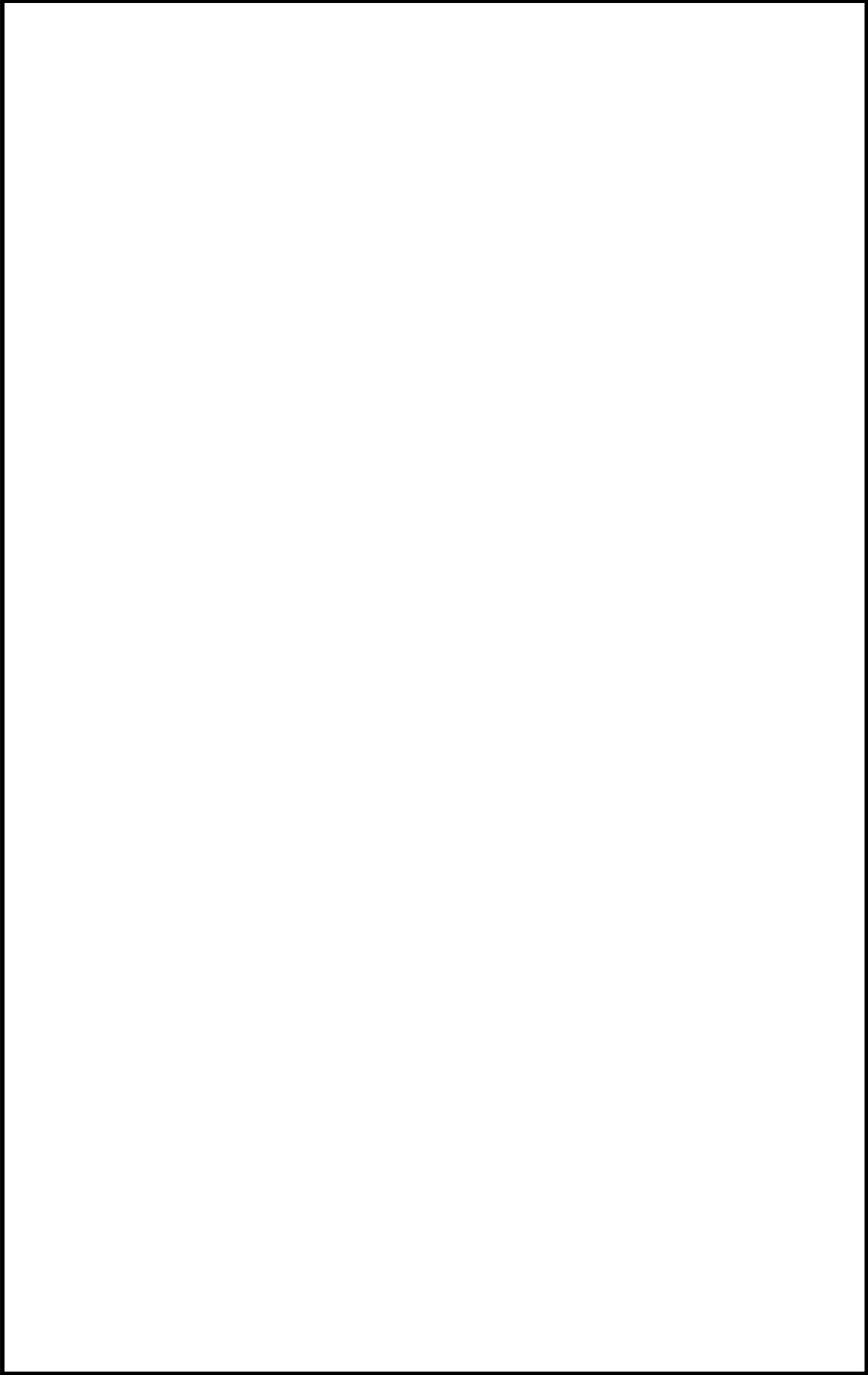
監視計器一覧 (3/3)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」, 「代替循環冷却ポンプによるドライウエルスプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量
		電源の確保	4-2C 母線電圧
		水源の確保	圧力抑制室水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量
		原子炉格納容器への注水量	
		補機監視機能	代替循環冷却ポンプ出口圧力
		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 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (3) 原子炉格納容器内 pH 調整 a. 原子炉格納容器内 pH 調整			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジー1」 重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	操作	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 原子炉格納容器下部水位
		補機監視機能	PHCS タンク水位 PHCS ポンプ出口圧力
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度

第 1.7.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止のための手順等	原子炉格納容器フィ ルタベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1
	原子炉格納容器調気 系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線盤 2A-1
	代替循環冷却ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系

※：供給負荷は監視計器



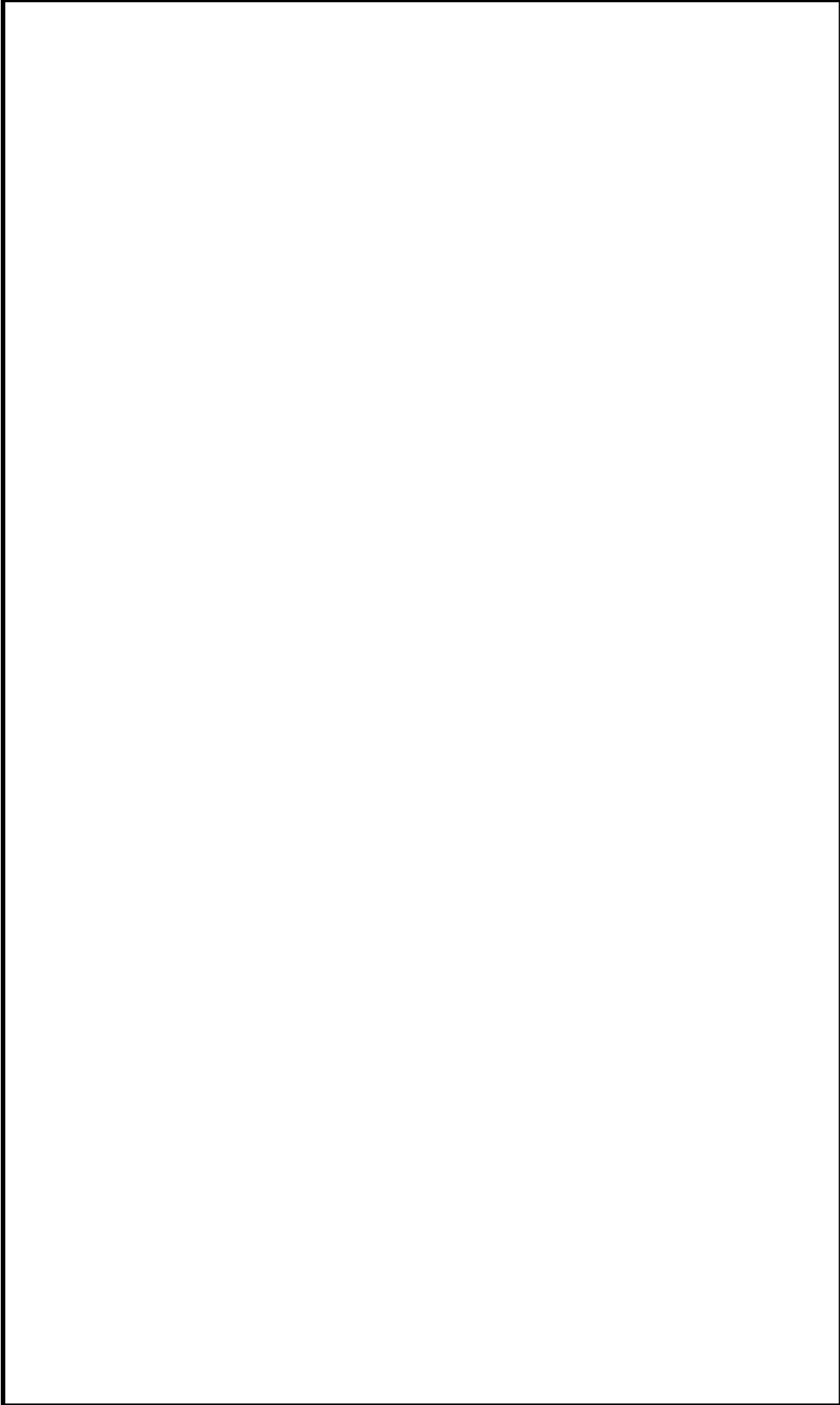
第 1.7.1 図 非常時操作手順書 (シビアアクシデント)「ベントストラテジ (PCV 破損防止)」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



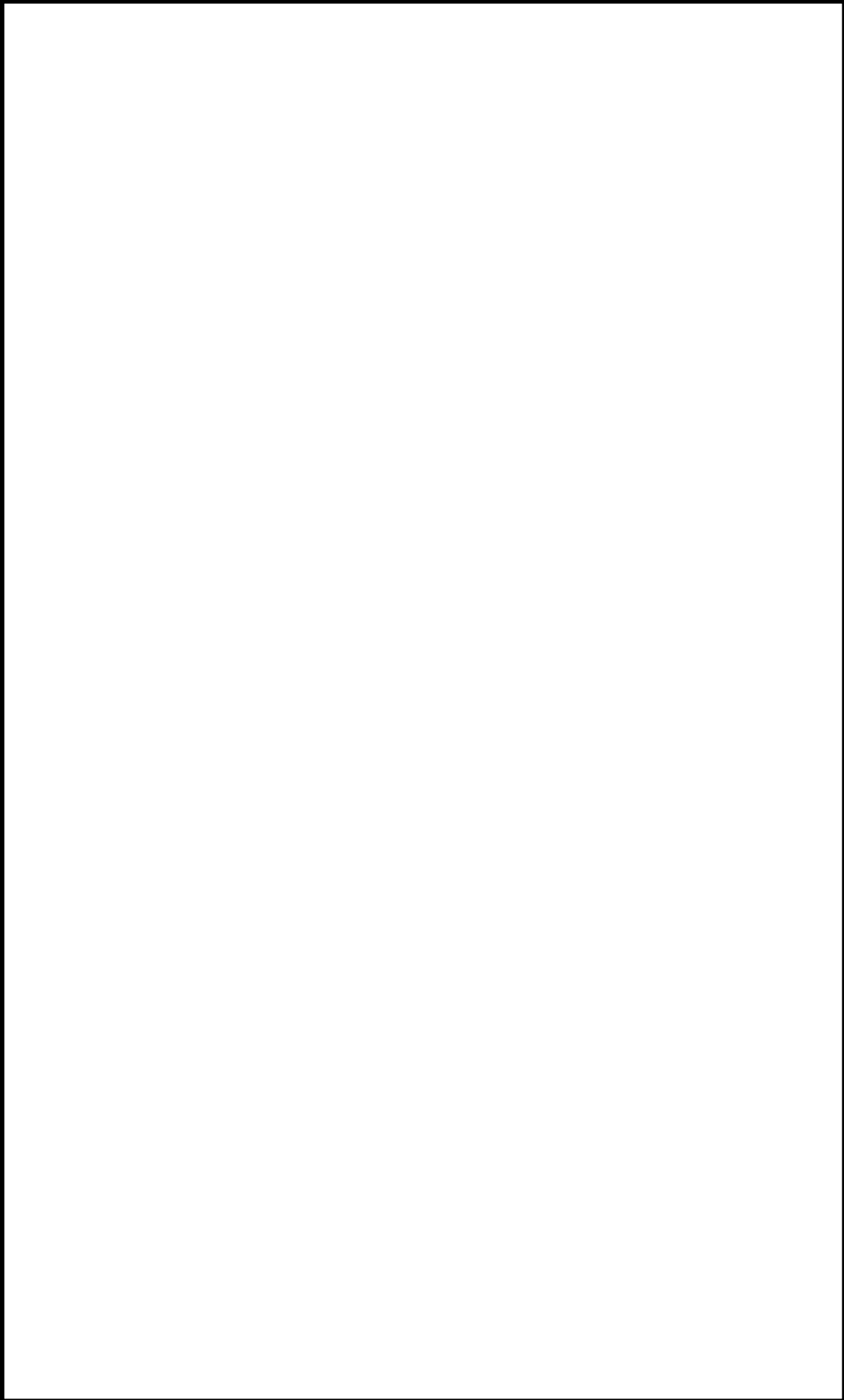
第1.7.2 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー1（損傷炉心冷却後の除熱）」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.7.3 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー2（RPV 破損後の除熱）」における対応フロー

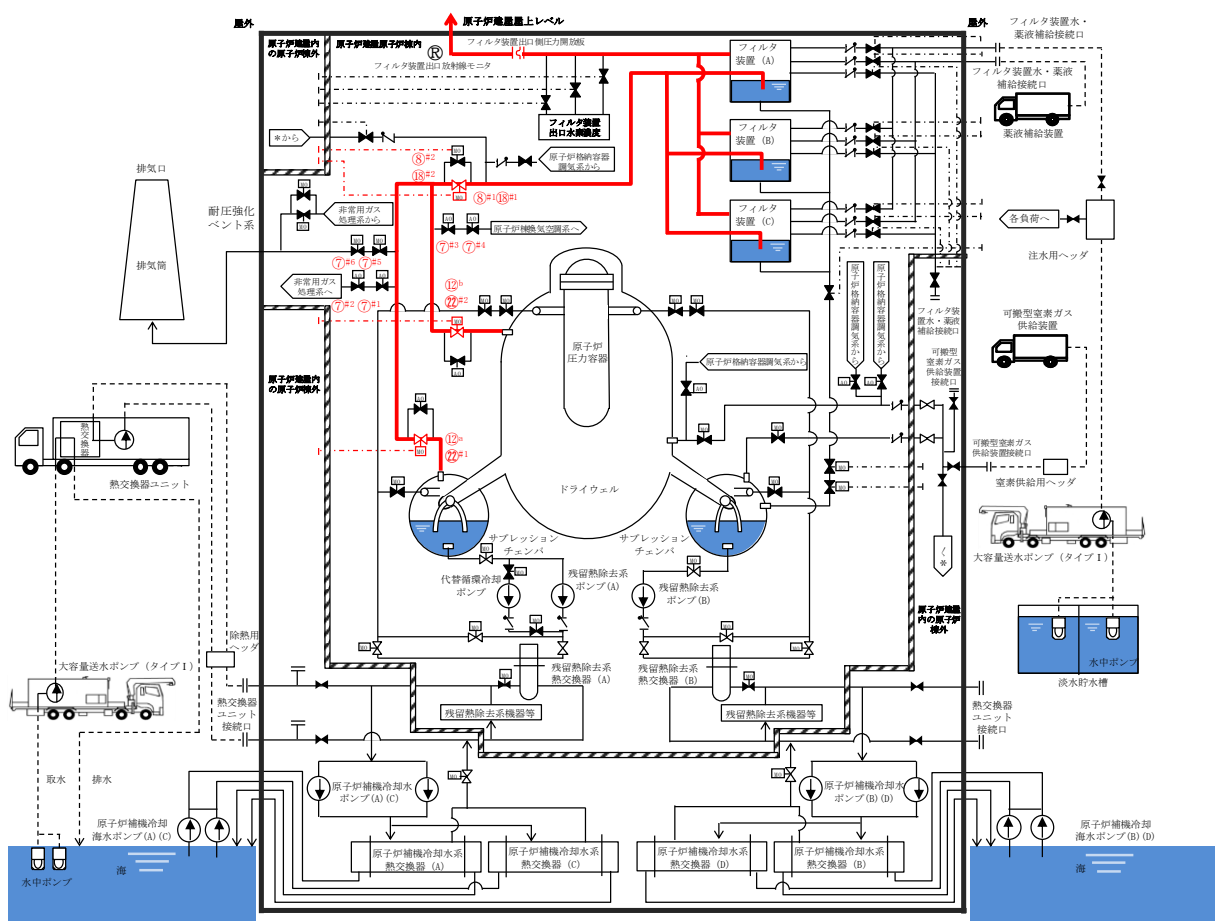
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.7.4 図 非常時操作手順書 (シビアアクシデント)「注水ストラテジー1 (損傷炉心への注水)」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 — : 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑦ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑦ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑦ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑦ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑦ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑦ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑧ ^{#1} ⑧ ^{#1}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^{#2} ⑧ ^{#2}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^a ⑫ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ ^b ⑫ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

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

第 1.7.5 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	15分	系統構成完了 (中央制御室から操作の場合)		操作手順
		1時間15分	系統構成完了 (現場から操作の場合)		
	電源確認※1				④
		系統構成※2※3			⑤～⑧
	現場運転員B, C		移動・系統構成※3※4		⑧

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間を見込んだ時間

※3：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※4：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.6 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (系統構成)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)						備考	
		1	2	3	4	5	6		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	1						5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 1 時間55分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)	操作手順 ⑫
	現場運転員B, C	2	ベント開始※1※2	防護具装備※3	移動・ベント開始※2※4				

※1：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※3：訓練実績に基づき装備時間に見込んだ時間

※4：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)						備考	
		1	2	3	4	5	6		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	1						5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 1 時間55分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)	操作手順 ⑫
	現場運転員B, C	2	ベント開始※1※2	防護具装備※3	移動・ベント開始※2※4				

※1：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

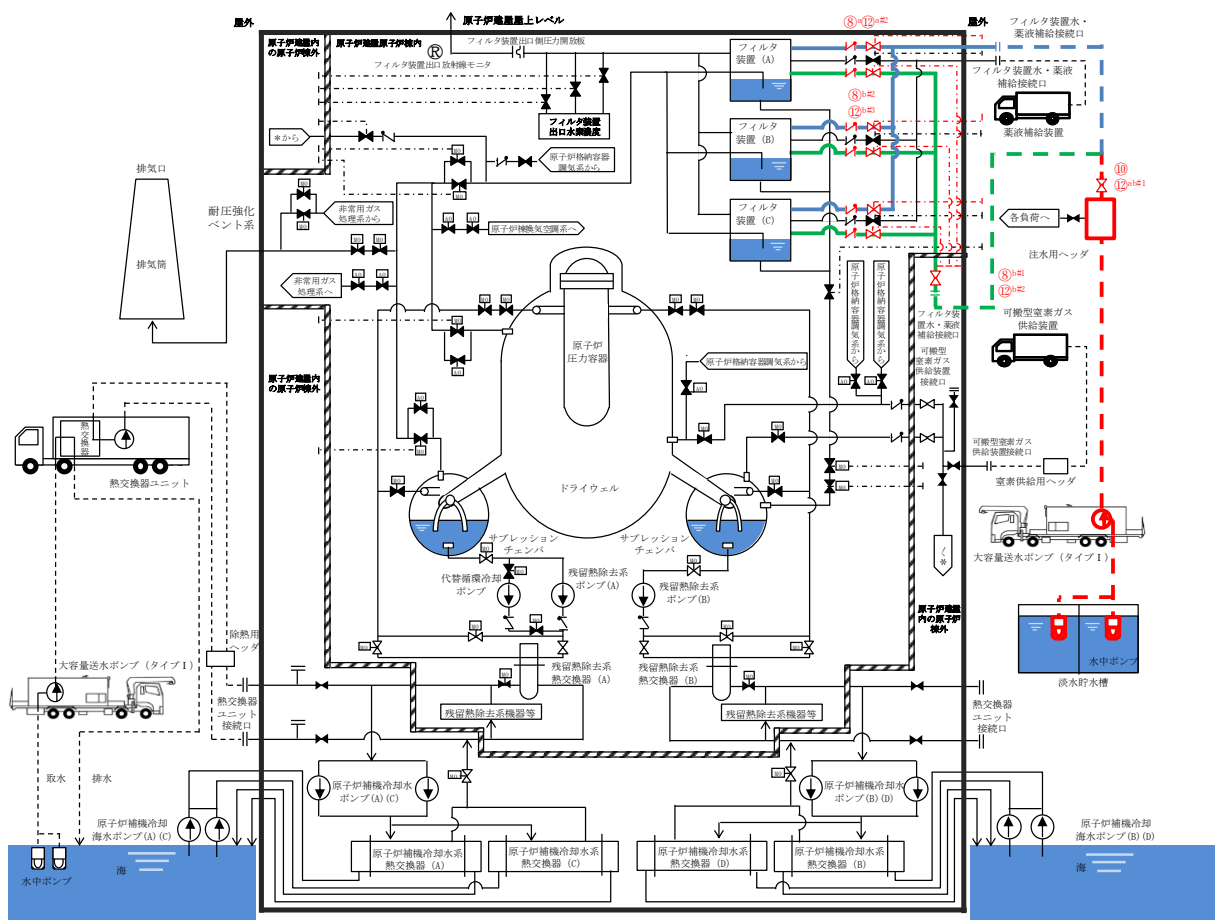
※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※3：訓練実績に基づき装備時間に見込んだ時間

※4：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.7.7 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (ベント操作)

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 〇 : フィルタ装置への水補給で使用する箇所
 ⑧ : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (屋外) を使用する場合
 ⑩ : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合

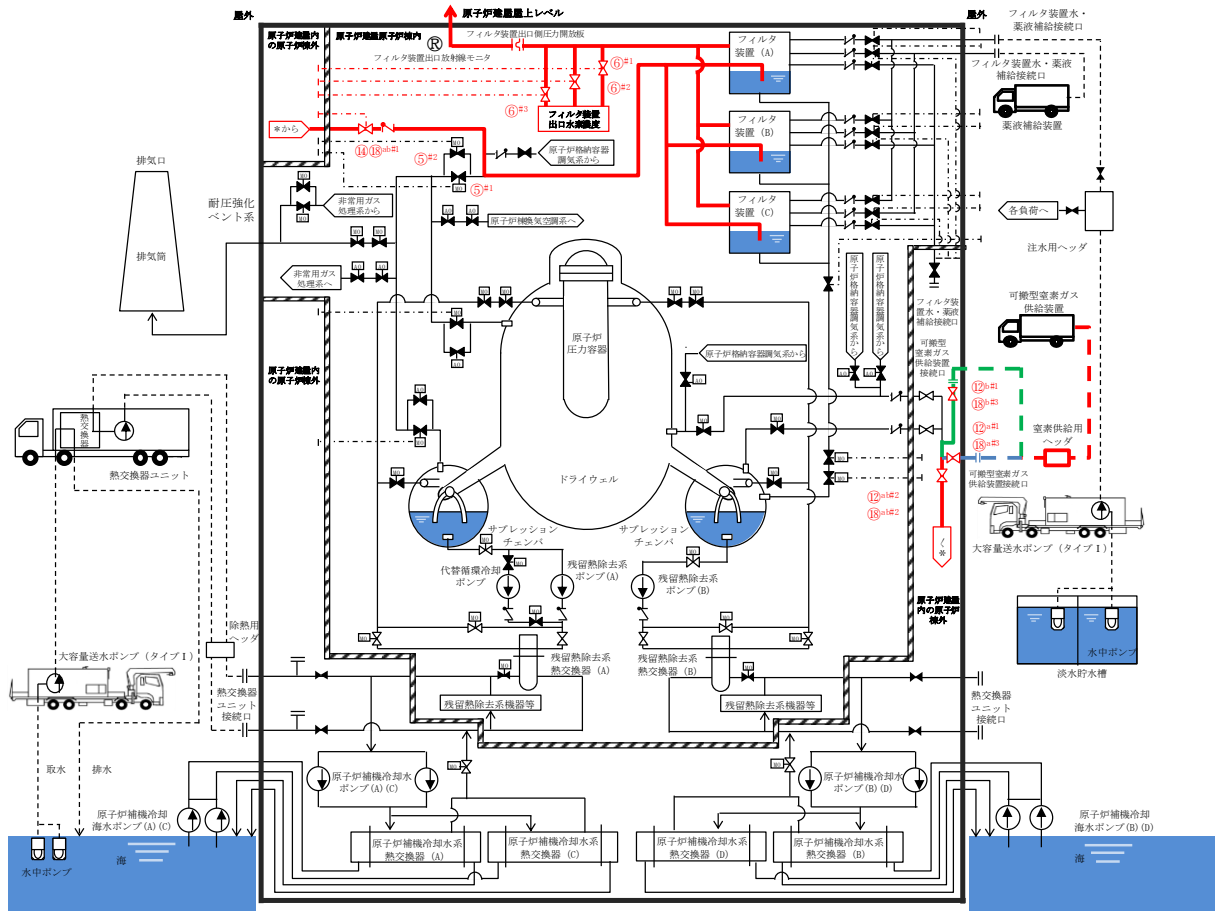
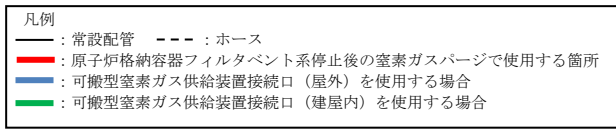


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑧ ^a ⑩ ^a #2	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	T63-F045A	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^b #1⑩ ^b #2	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧ ^b #2⑩ ^b #3	フィルタ装置 (A) 補給水弁	T63-F042A	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩⑩ ^a #1⑩ ^b #1	フィルタ装置水補給弁	P70-D001-7	屋外

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

第 1.7.8 図 フィルタ装置への水補給 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



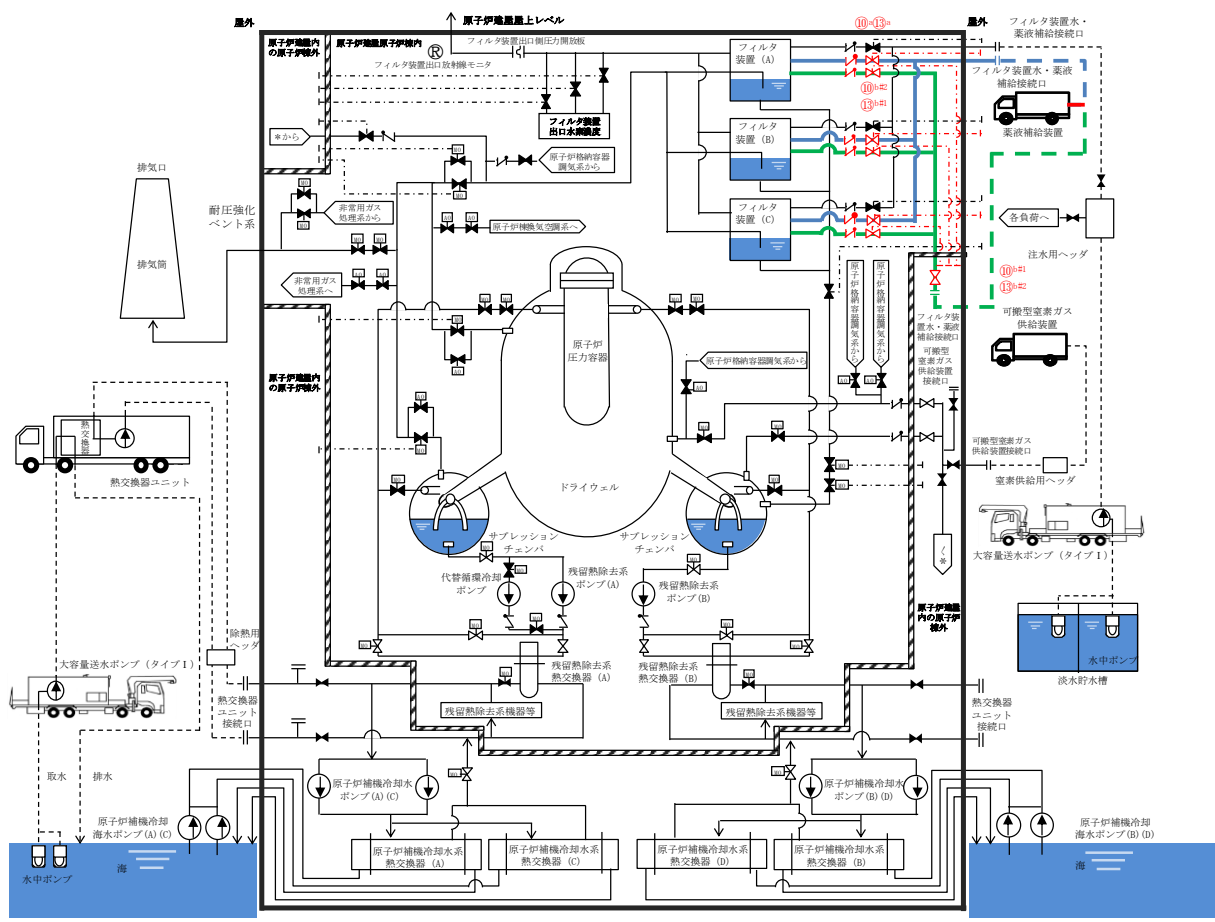
操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑤#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑥#1	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	T63-F701	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥#2	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	T63-F702	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥#3	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	T63-F703	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫a#1 ⑮a#3	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫b#1 ⑮b#3	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫a#2 ⑫b#2 ⑮a#2 ⑮b#2	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F066	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭ ⑮a#1 ⑮b#1	FCVS 窒素供給ライン止め弁	T63-F035	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

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

第 1.7.10 図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

凡例
 — : 常設配管 - - - : ホース
 ■ : フィルタ装置への薬液補給で使用する箇所
 ■ : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (屋外) を使用する場合
 ■ : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑩ ^a ⑬ ^a	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁	T63-F049A	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩ ^b #1⑬ ^b #2	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩ ^b #2⑬ ^b #1	フィルタ装置 (A) 補給水弁	T63-F042A	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

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

第 1.7.12 図 フィルタ装置への薬液補給 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
フィルタ装置への薬液補給	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												操作手順
		1	補給確認, 状況監視												
	現場運転員B, C	2	移動, 扉開放 (フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※2}												
		2	保管場所への移動 ^{※3※4}												
	重大事故等対応要員A, B	2	2	薬液補給装置による薬液の補給・運搬 ^{※5※6}											
			2	ホースの敷設, 接続 ^{※7}											
			2	補給準備, 薬液補給装置の起動, 補給 ^{※5}											
			2												
			2												
			2												

※1: 訓練実績に基づき中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 薬液補給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※4: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

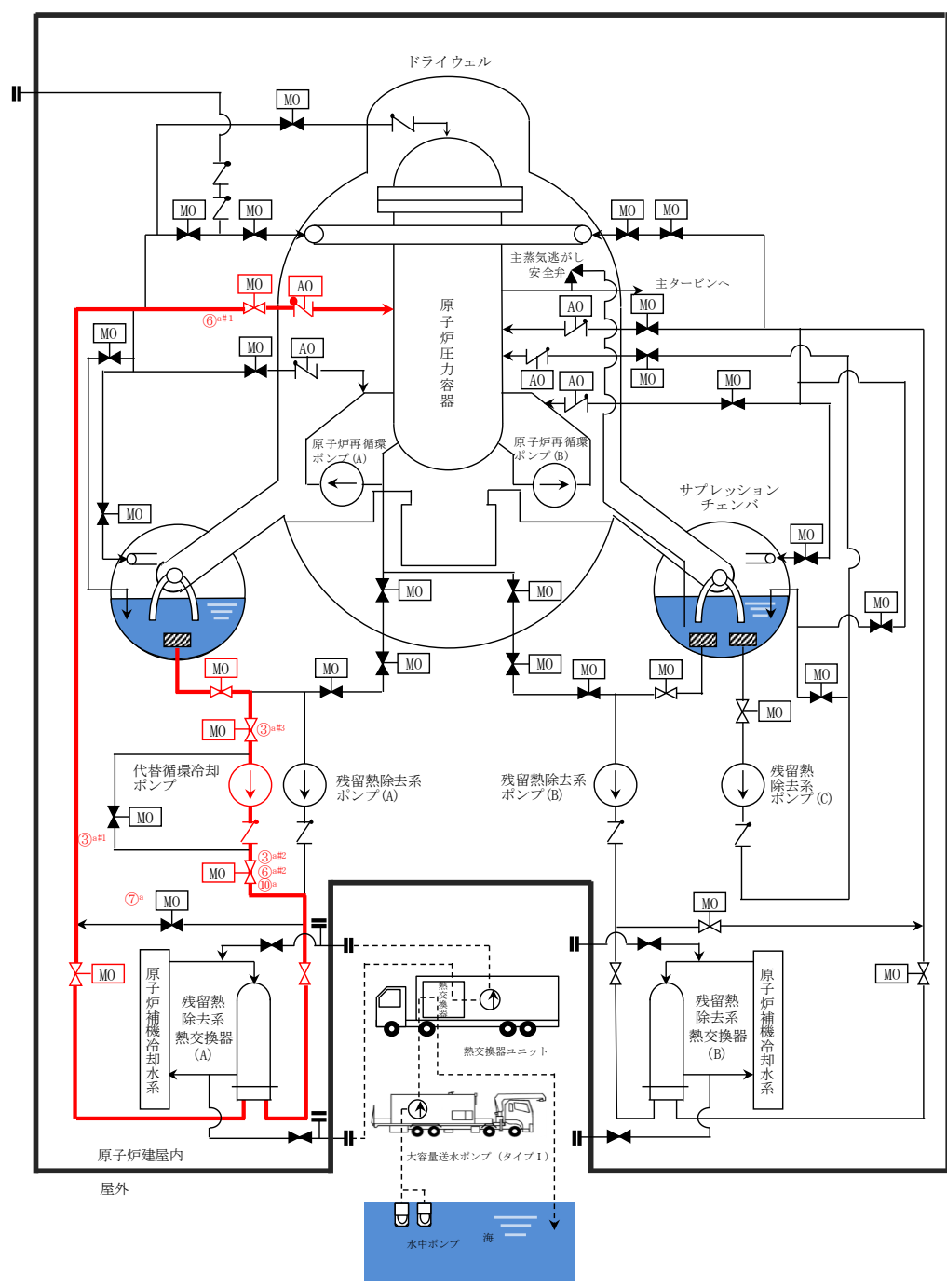
※5: 薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※6: 薬液補給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した時間と薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7: 類似ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.13 図 フィルタ装置への薬液補給 タイムチャート

凡例
 — : 常設配管
 — : 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水) で使用する箇所

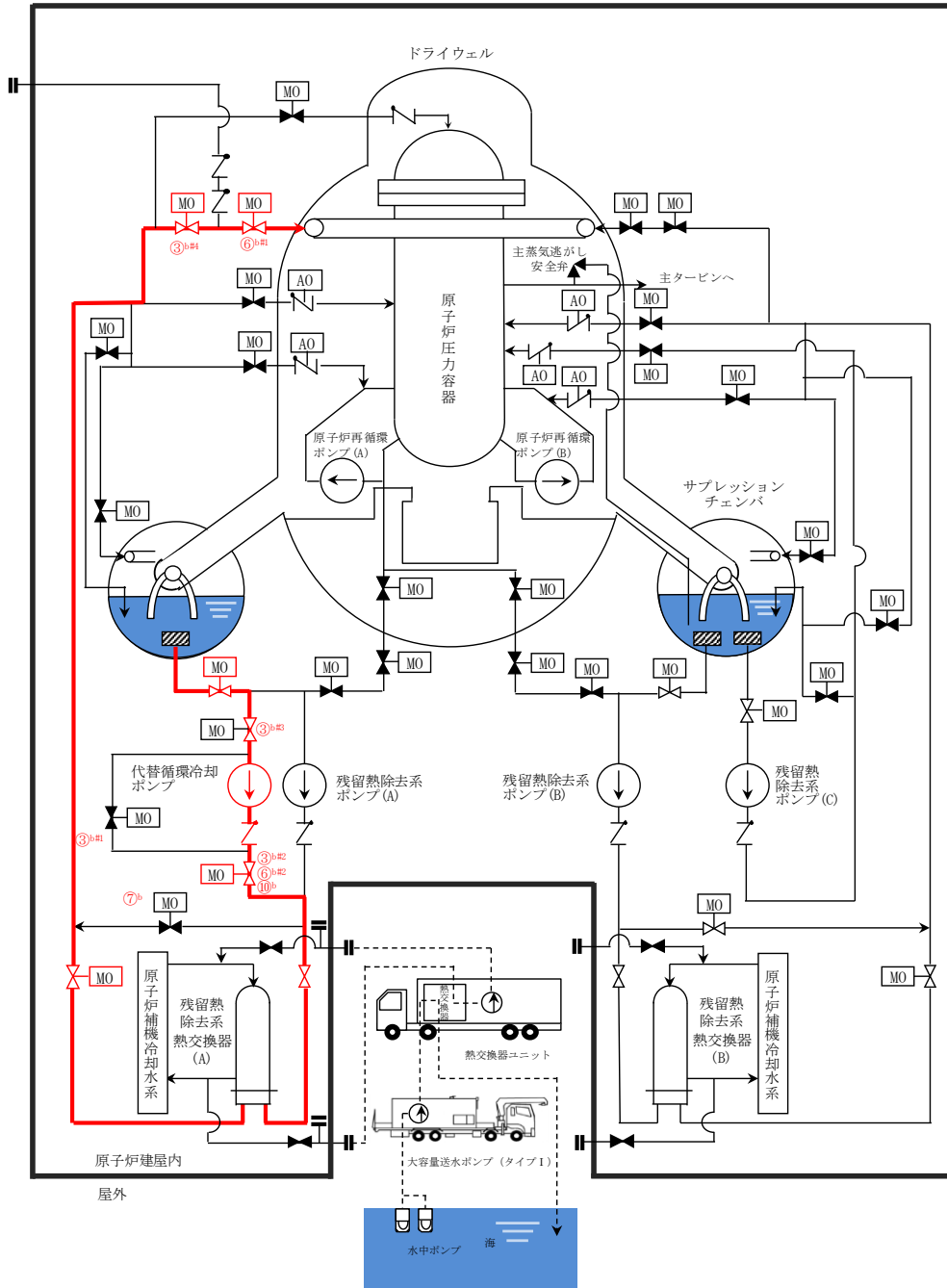


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{a#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ ^{a#2} ⑥ ^{a#2} ⑩ ^a	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ ^{a#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
⑥ ^{a#1}	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑦ ^a	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室

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

第 1.7.14 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (原子炉圧力容器への注水を実施する場合)

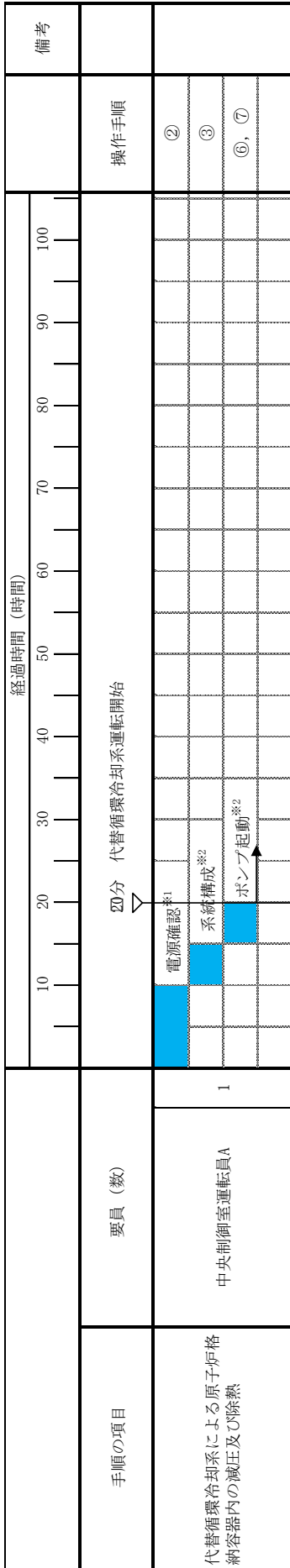
凡例
 — : 常設配管
 — : 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器スプレー) で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ ^{b#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ ^{b#2} ⑥ ^{b#2} ⑩ ^b	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ ^{b#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
③ ^{b#4}	RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑥ ^{b#1}	RHR A 系格納容器スプレー隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑦ ^b	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室

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

第 1.7.14 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (格納容器スプレーを実施する場合)

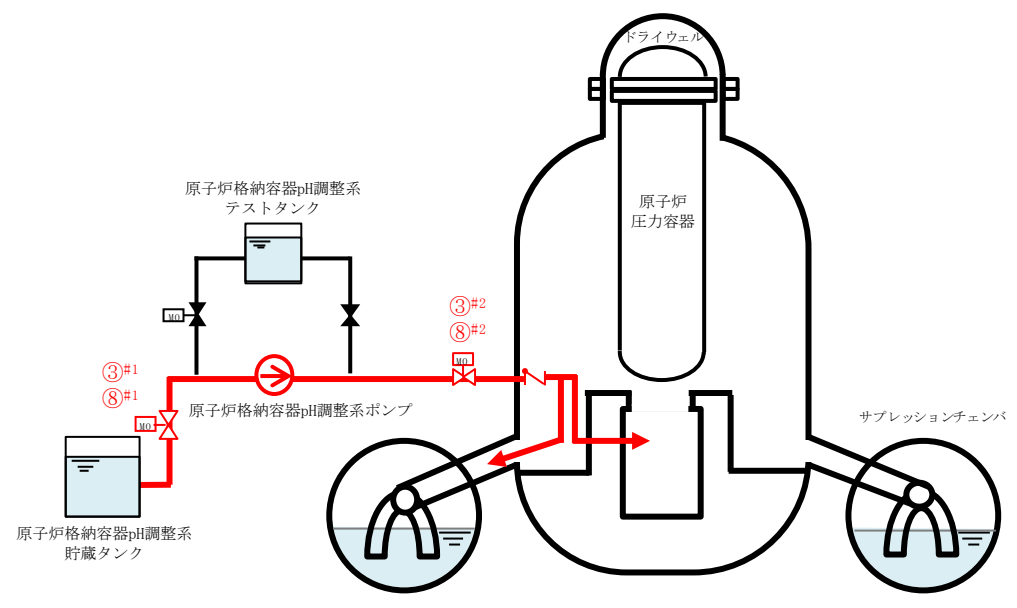


※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.7.15 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート

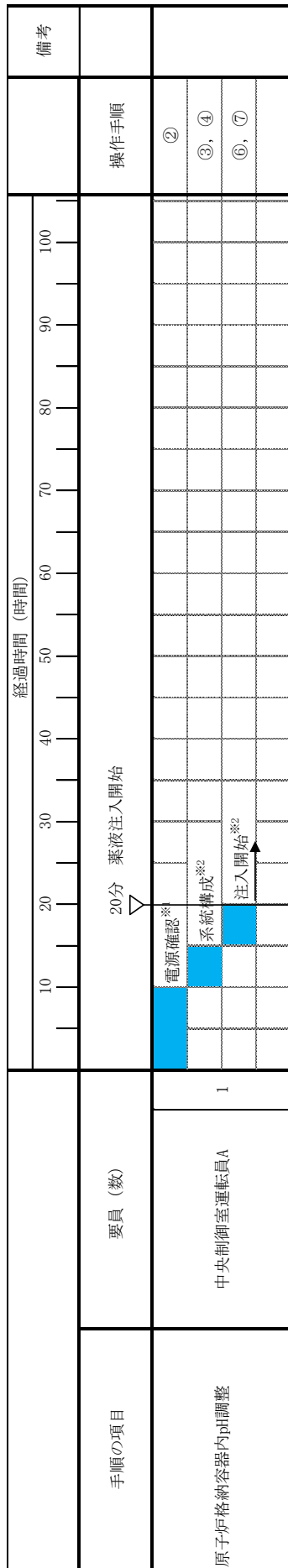
凡例
 — : 常設配管
 — : 原子炉格納容器 pH 調整で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1⑧#1	PHCS ポンプ吸込弁	T81-M0-F002	中央制御室
③#2⑧#2	PHCS 注入第二隔離弁	T81-M0-F004	中央制御室

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

第 1.7.16 図 原子炉格納容器内 pH 調整 概要図

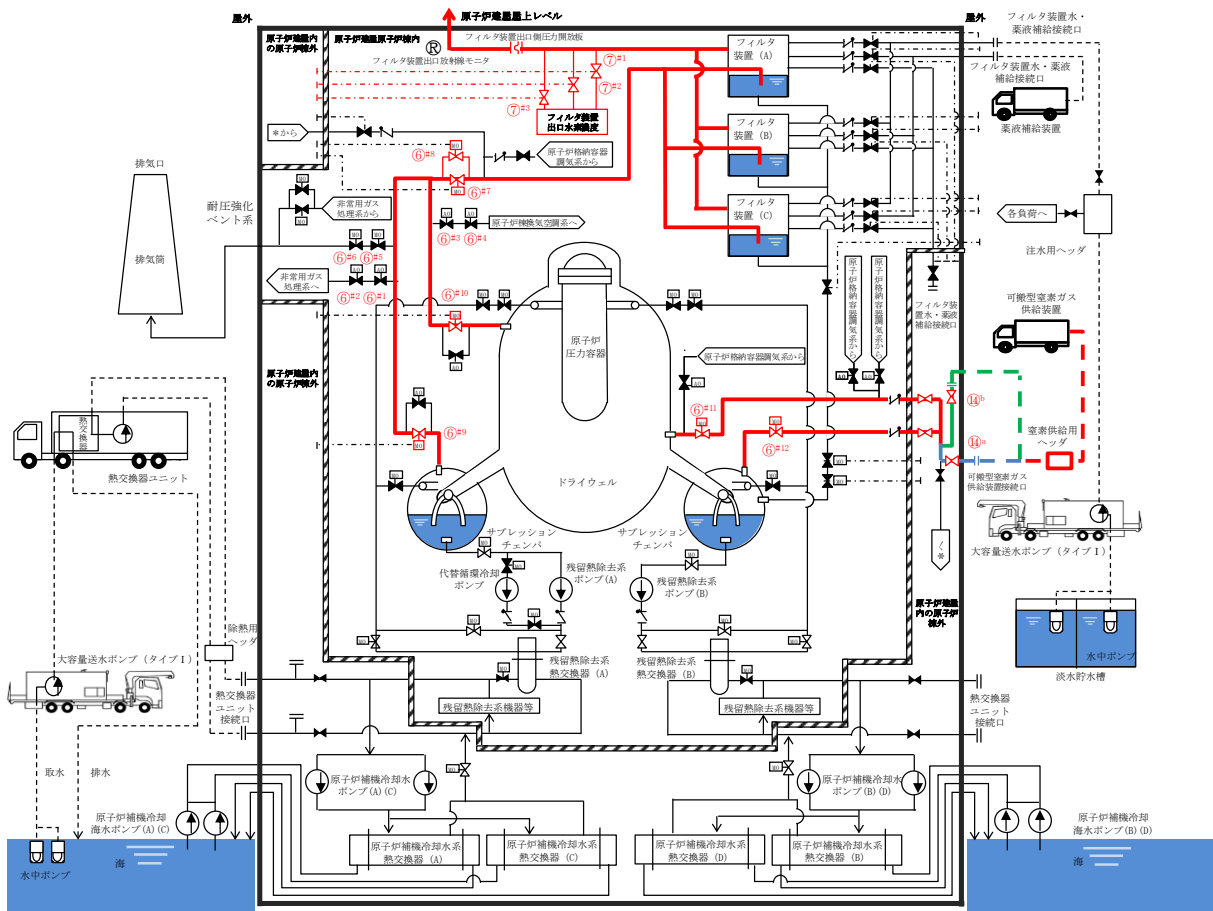


※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.7.17 図 原子炉格納容器内 pH 調整 タイムチャート

- 凡例
- : 常設配管 - - - : ホース
 - (赤線) : 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給に使用する箇所
 - (青線) : 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外) を使用する場合
 - (緑線) : 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合



第 1.7.18 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑥ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑥ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑥ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑥ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑥ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑥ ^{#7}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑥ ^{#8}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑥ ^{#9}	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室
⑥ ^{#10}	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室
⑥ ^{#11}	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	T48-M0-F011	中央制御室
⑥ ^{#12}	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	T48-M0-F063	中央制御室
⑦ ^{#1}	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	T63-F701	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦ ^{#2}	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	T63-F702	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦ ^{#3}	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	T63-F703	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭ ^a	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭ ^b	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

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

第 1.7.18 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	中央制御室運転員A	5時間														操作手順	
		電源確認 ^{※1}															③
		系統構成 ^{※2}															
	フィルタ装置出口水素・酸素濃度計起動 ^{※2}																⑧
	移動, 系統構成 ^{※3}																⑦
	移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※4}																⑪
	移動, 弁操作, 窒素ガス供給開始 ^{※3}																⑫
	保管場所への移動 ^{※5※6}																④
	可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}																
	重大事故等対応要員A~B	2															
可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給 ^{※8}																	
可搬型窒素ガス供給装置の起動 ^{※8}																	
保管場所への移動 ^{※5※6}																④, ⑫	
重大事故等対応要員C~E	3																
ホースの敷設, 接続 ^{※9}																	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間

※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

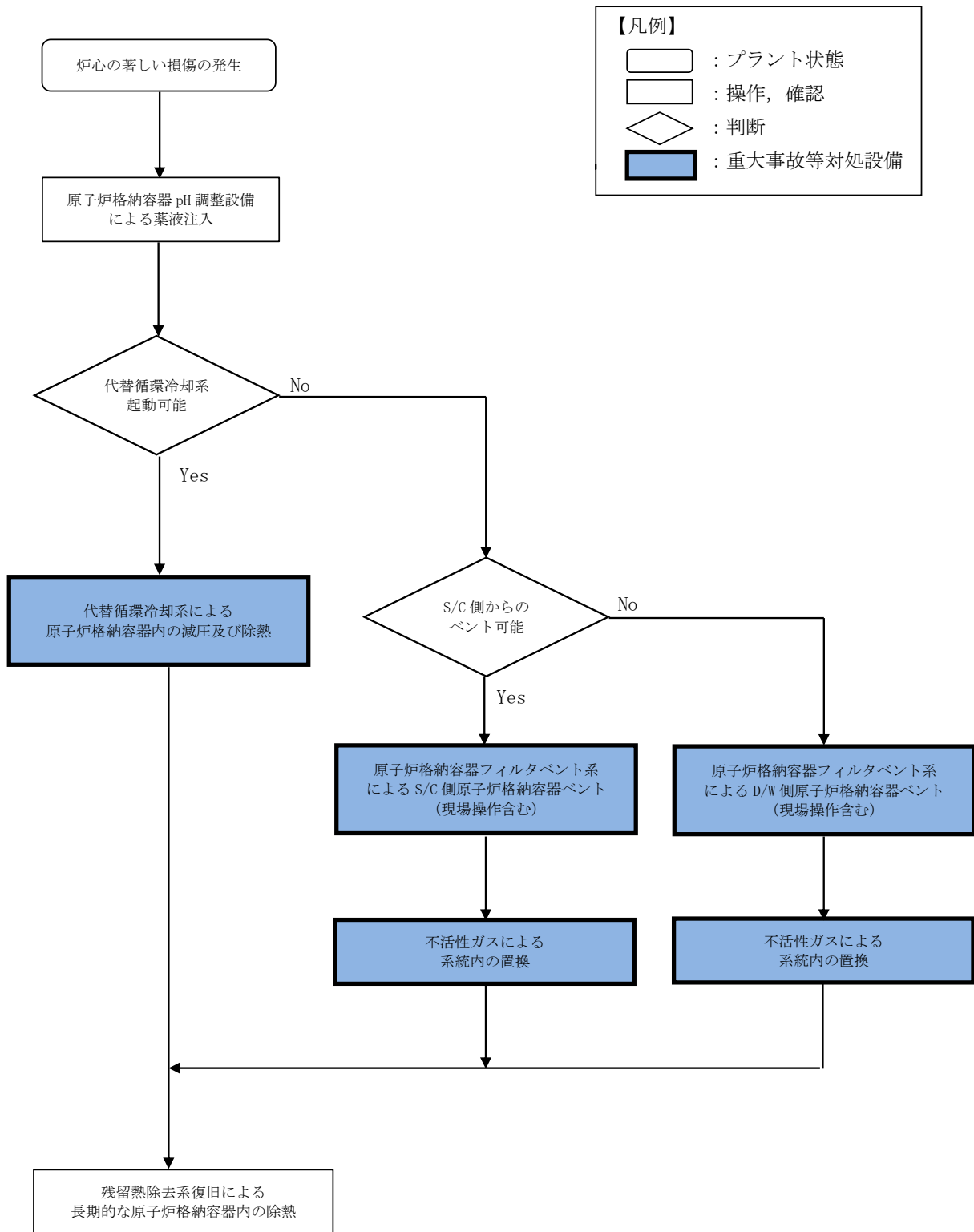
※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※9: ホース仕様を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.7.19 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート



第 1.7.20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/4）

技術的能力審査基準（1.7）	番号	設置許可基準規則（50条）	技術基準規則（65条）	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】</p> <p>1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 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、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	⑩
<p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p>	③	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。</p>	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。</p>	—
<p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	⑪
<p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	⑤	<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	⑫
<p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑥			

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要件

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/4）

技術的能力審査基準（1.7）	番号	設置許可基準規則（50条）	技術基準規則（65条）	番号
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	⑦	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	⑬
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑧	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	⑭
—	—	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	⑮
		v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	⑯
		vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑰
		vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。	vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。	⑱
		viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	⑲
		ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑳
		4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	㉑

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

 : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	フィルタ装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑳ ㉑	原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	薬液補給装置	可搬	3時間50分	3名 (5名 ^{※2})	自主対策とする理由は本文参照	
	フィルタ装置出口側圧力開放板	新設								
	可搬型窒素ガス供給装置	新設								
	遠隔手動弁操作設備	新設								
	ホース延長回収車	新設								
	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設								
	原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁	既設 新設								
	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	既設								
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	新設								
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設								
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設								
	可搬型代替直流電源設備	新設								
	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設								
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設								
淡水貯水槽（No.2）※1	新設									
不活性ガス系統内の置換	可搬型窒素ガス供給装置	新設	① ⑨ ⑬	-	-	-	-	-	-	
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	新設								
	フィルタ装置	新設								
	原子炉格納容器調気系配管・弁	新設								
	原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁	新設								
-	-	-	-	原子炉格納容器負圧破壊の防止	可搬型窒素ガス供給装置	可搬	5時間	8名	自主対策とする理由は本文参照	
				ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	常設					
				フィルタ装置	可搬					
				原子炉格納容器調気系配管・弁	常設					
				原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁	常設					
				原子炉格納容器	常設					

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

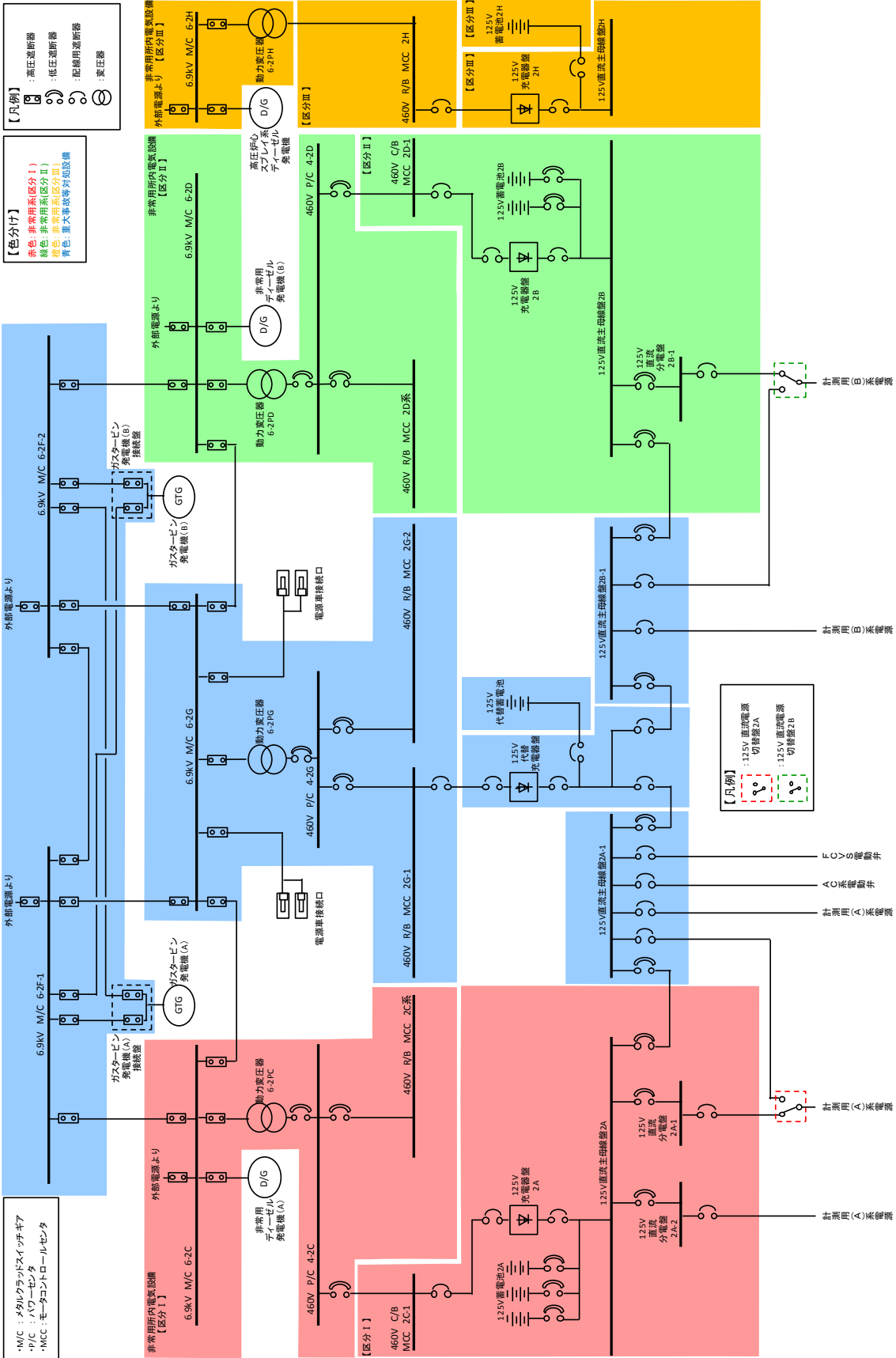
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

■：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ	新設	① ③ ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	熱交換器ユニット	新設							
	大容量送水ポンプ（タイプ1）	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレナ	既設 新設							
	原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク	既設 新設							
	ホース・除熱用ヘッダ，接続口	新設							
	スプレイ管	既設							
	非常用取水設備	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
燃料補給設備	新設								
-	-	-	-	原子炉格納容器内pH調整	原子炉格納容器pH調整系ポンプ	常設	薬液注入開始まで20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
					原子炉格納容器pH調整系貯蔵タンク	常設			
					原子炉格納容器pH調整系配管・弁	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					非常用交流電源設備	常設			

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：11*名（現場運転員 2 名*及び重大事故等対応要員 9 名）

想定時間：6 時間 25 分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は，中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが，衛星電話（固定），衛星電話（携帯），トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより，円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置



ホースの敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



弁操作

2. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

(1) 可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続

a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後において，スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い，当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージのうち，可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（重大事故等対応要員5名）

想定時間：5時間（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから，夜間においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に操作可能である。また，作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

a. 操作概要

可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続後、窒素供給弁を操作し、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

また、原子炉格納容器フィルタベント系への窒素ガスによるパージ中に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度を測定するため、フィルタ装置出口水素濃度計の系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージのうち、フィルタ装置の窒素ガスパージ操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（自給式呼吸器、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

3. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：4*名（現場運転員2名*及び重大事故等対応要員2名）

想定時間：3時間50分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

4. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

(1) 操作概要

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

(2) 作業場所

S/C ベント：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
D/W ベント：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお、S/C ベント及びD/W ベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：2時間50分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（自給式呼吸器、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順	原子炉格納容器内の減圧および除熱 (現場操作含む)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度が 2.0% に到達した場合
(1) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱 (現場操作含む) b. フィルタ装置への水補給	フィルタ装置の水位が [] (許容最小水量) を下回ると判断した場合
d. フィルタ装置への薬液補給	フィルタ装置への水補給を行う場合	フィルタ装置の水位が [] (許容最小水量) を下回ると判断し、フィルタ装置の水張りを実施した場合

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のため の対応手順 (1)原子炉格納容器フィルタータベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	a. 原子炉格納容器フィルタータベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作含む）	フィルタ装置の水位が []
	b. フィルタ装置への水補給	通常水位範囲内である []
	c. フィルタベント停止後の窒素バージ手順	可搬型窒素ガス供給装置流量(220Nm ³ /h)にて注入を実施 窒素ガスの注入を規定時間注入 []
	d. フィルタ装置への薬液補給	規定量の薬液 []

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のため の対応手順 (2)代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の減 圧及び除熱	a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ出口流量の上昇	代替循環冷却ポンプ出口流量の上昇 []
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のため の対応手順 (3)原子炉格納容器内 pH 調整	a. 原子炉格納容器内 pH 調整	規定量の薬液が注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値により確認後	[] 以上注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値にて確認後

1.7-69

551

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧 (1/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T48-A0-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTS 側止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室
T63-M0-F001	FCVS ベントトライオン隔離弁 (A)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-M0-F002	FCVS ベントトライオン隔離弁 (B)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F019	D/W ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F063	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F011	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042A	フィルタ装置(A) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042B	フィルタ装置(B) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042C	フィルタ装置(C) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F045A	フィルタ装置(A) 屋外側重大事故時用水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045B	フィルタ装置(B) 屋外側重大事故時用水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045C	フィルタ装置(C) 屋外側重大事故時用水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F051	建屋内事故時用水ライン元弁	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F066	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F067	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F035	FCVS 窒素供給ライン止め弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧 (2/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T63-F049A	フィルタ装置(A)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F049B	フィルタ装置(B)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F049C	フィルタ装置(C)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
E11-M0-F083	代替循環冷却ポンプバイパス弁	中央制御室
E11-M0-F082	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F080	代替循環冷却ポンプ吸込弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F004A	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F003A	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	中央制御室
T81-M0-F002	PHCS ポンプ吸込弁	中央制御室
T81-M0-F004	PHCS 注入第二隔離弁	中央制御室

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.11.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定結果
 - a. 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備
 - (a) 燃料プール代替注水
 - (b) 漏えい抑制
 - (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備
 - (a) 燃料プールのスプレイ
 - (b) 漏えい緩和
 - (c) 大気への放射性物質の拡散抑制
 - (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備
 - (a) 使用済燃料プールの監視
 - (b) 代替電源による給電
 - (c) 重大事故等対処設備
 - d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備
 - (a) 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
 - (b) 重大事故等対処設備
 - e. 手順等

1.11.2 重大事故等時の手順

1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時の対応手順

- (1) 燃料プール代替注水
 - a. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水
 - b. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水
 - c. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

- (1) 燃料プールのスプレイ
 - a. 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ
 - b. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

- (2) 漏えい緩和
 - a. 使用済燃料プールからの漏えい緩和
- 1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順
 - (1) 使用済燃料プールの監視
 - a. 代替電源による給電
- 1. 11. 2. 4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順
 - (1) 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
- 1. 11. 2. 5 その他の手順項目について考慮する手順
- 1. 11. 2. 6 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1. 11. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1. 11. 2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1. 11. 3 重大事故等対策の成立性

- 1. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水
- 2. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水
- 3. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水
- 4. 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ
- 5. 燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

添付資料 1. 11. 4 解釈一覧

- 1. 判断基準の解釈一覧
- 2. 操作手順の解釈一覧
- 3. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1. 11. 5 注水用ヘッダと接続口を誤接続した場合の検知について

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。
- 3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

- b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。
- 4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。
- a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。
 - b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備している。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備している。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1. 11. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設計基準対象施設として、残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系を設置している。

また、使用済燃料プールへの補給機能を有する設備として燃料プール補給水系を設置している。

これらの冷却機能若しくは注水機能を有する設計基準対象施設が故障等により機能喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1. 11. 1 図）。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

なお、臨界の防止については、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵ラックの形状を保持することで未臨界性を維持する。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*}を選定する。

※ 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラントの状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十四条及び技術基準規則六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定結果

機能喪失原因対策分析の結果、使用済燃料プールの冷却設備若しくは注水設備が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生により使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。

設計基準対象施設に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準対象施設、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.11.1 表に整理する。

a. 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プール代替注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽及び臨界を防止する手段がある。

i. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水

燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・燃料プール代替注水系（常設配管） 配管・弁
- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・燃料補給設備

なお、燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

ii. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水

燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ
- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・燃料補給設備

なお、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

iii. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・燃料プール冷却浄化系 配管・弁
- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール冷却浄化系戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プールからの漏えいが発生した場合において、燃料プール冷却浄化系戻り配管に設けるサイフォンブレイク孔により、サイフォン現象の継続を防止し、使用済燃料プールからの漏えいを抑制する手段がある。

なお、この手段では、使用済燃料プールの水位がサイフォンブレイク孔

まで低下した時点で、受動的にサイフォン現象の継続を停止可能であるため、電源及び運転員による起動操作は必要としない。

使用済燃料プールからの漏えい抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プール代替注水に使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）及び燃料補給設備は重大事故等対処設備と位置づける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

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

（添付資料 1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することが可能である。

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

- ・ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁

ろ過水ポンプ、ろ過水タンク及びろ過水系配管・弁は、耐震性は確保されていないが、使用できれば使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽及び臨界を防止する手段として有効である。

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プールへのスプレイにより、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。

i. 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ

燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイに使用する設備は以下のとおり。

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

なお、燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイは、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

ii. 燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

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

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

なお、燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイは、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プールの損傷等により使用済燃料プールの内側から大量の水が漏えいしている場合において、シール材を貼り付けたステンレス鋼板

を使用済燃料プールの漏えい箇所までロープで吊り下ろし、漏えいする使用済燃料プール水の流れや水圧を利用して漏えい箇所を塞ぐことにより、使用済燃料プールからの漏えいを緩和する手段がある。

この手段では、漏えいを緩和することができない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和手段を取り入れていく。

使用済燃料プールからの漏えい緩和に使用する資機材は以下のとおり。

- ・ シール材
- ・ 接着剤
- ・ ステンレス鋼板
- ・ 吊り下ろしロープ

(c) 大気への放射性物質の拡散抑制

重大事故等により、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合は、放水設備（大気への拡散抑制設備）により、放射性物質の放出を低減する手段がある。

放水設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

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

なお、放水設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制の対応手順については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プールスプレイに使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース延長回収車、スプレイノズル、ホース・注水用ヘッド、使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備と位置づける。淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲、ホース延長回収車、ホース及び燃料補給設備は重大事故等対処設備と位置づける。

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

（添付資料 1. 11. 1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減することが可能である。

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

- ・燃料プールのスプレイ系（常設配管） 配管・弁
燃料プールのスプレイ系（常設配管）配管・弁は、プラント状況によっては使用できない場合があるが、使用できれば使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する手段として有効である。
- ・シール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り下ろしロープ
使用済燃料プールからの漏えい箇所により、漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によっては使用済燃料プール近傍での作業を実施できない場合があるが、使用できれば使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段として有効である。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

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

使用済燃料プールの監視に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）
- ・使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）
- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）
- ・使用済燃料プール監視カメラ

(b) 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料プールの監視に使用する設備（監視計器）へ給電する手段がある。

代替電源による給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備

(c) 重大事故等対処設備

使用済燃料プールの監視に使用する設備（監視計器）のうち、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは重大事故等対処設備として位置づける。

代替電源による給電に使用する設備のうち、常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料 1. 11. 1）

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することが可能である。

d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備

(a) 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

重大事故等時において，全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により，残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合において，使用済燃料プール内燃料体等から発生する崩壊熱を除熱するため，燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する手段がある。

燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に使用する設備

は以下のとおり。

- ・燃料プール冷却浄化系ポンプ
- ・使用済燃料プール
- ・燃料プール冷却浄化系熱交換器
- ・燃料プール冷却浄化系 配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ
- ・原子炉補機代替冷却水系
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備
- ・非常用取水設備

(b) 重大事故等対処設備

燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に使用する設備のうち、燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器、燃料プール冷却浄化系 配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ、使用済燃料プール、原子炉補機代替冷却水系、常設代替交流電源設備、燃料補給設備及び非常用取水設備は重大事故等対処設備と位置づける。

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

(添付資料 1. 11. 1)

以上の重大事故等対処設備により、重大事故等時において、全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により、残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱により、使用済燃料プール内燃料体等から発生する崩壊熱を除熱することが可能である。

e. 手順等

上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」、「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（徴候ベース）、非常時操作手順書（プラント停止中）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1. 11. 1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.11.2 表，第 1.11.3 表）。

（添付資料 1.11.2）

1. 11. 2 重大事故等時の手順

1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時の対応手順

(1) 燃料プール代替注水

a. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とし，大容量送水ポンプ（タイプ I）により，ホース・注水用ヘッダ，接続口及び燃料プール代替注水系（常設配管）の配管を経由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水手順の概要（燃料プール注水接続口 使用）は以下のとおり（燃料プール注水接続口 を使用して使用済燃料プールへ注水する手順も同様。）。

手順の対応フローを第 1. 11. 2 図，第 1. 11. 3 図及び第 1. 11. 4 図に，概要図を第 1. 11. 7 図に，タイムチャートを第 1. 11. 8 図に示す。

- ①発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，発電所対策本部に燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水の準備開始を依頼する。
- ②発電課長は，運転員に燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水の準備開始を指示する。
- ③中央制御室運転員 A は，中央制御室にて燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④重大事故等対応要員は，現場にて大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホースの敷設，接続を実施し，発電所対策本部へ報告する。また，発電所対策本部は，発電課長へ連絡する。
- ⑤発電課長は，現場でのホース敷設，接続完了を確認後，発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を依頼する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ⑥重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ(タイプ I)の起動、燃料プール注水・スプレイ(常設配管)弁及び原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁の開操作を実施し、燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水を開始し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)及び使用済燃料プール監視カメラにより確認し、発電課長へ報告する。
- ⑧発電課長は、使用済燃料プール水位が水位低レベルから水位低レベルより約 300mm 低い位置の間で維持できるよう、発電所対策本部へ大容量送水ポンプ(タイプ I)による間欠注水又は現場での流量調整を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水開始まで 6 時間 25 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ(タイプ I)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明、可搬型照明(ヘッドライト及び懐中電灯)を用いることで、夜間の作業性を確保している。

(添付資料 1. 11. 3)

(添付資料 1. 11. 5)

b. 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、代替淡水源(淡水貯水槽(No. 1)又は淡水貯水槽(No. 2))を水源とし、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、ホース・注水用ヘッダを経由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。

- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水手順の概要（原子炉建屋大物搬出入口経由）は以下のとおり（原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する手順も同様。）。

手順の対応フローを第 1. 11. 2 図、第 1. 11. 3 図及び第 1. 11. 4 図に、概要図を第 1. 11. 5 図に、タイムチャートを第 1. 11. 6 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部に燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水の準備開始を依頼する。
- ② 発電課長は、運転員に燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水の準備開始を指示する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、中央制御室にて燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 現場運転員 B, C 及び重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は、発電課長へ連絡する。
- ⑤ 発電課長は、現場でのホース敷設、接続完了を確認後、発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を依頼する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及び燃料プール注水・スプレイ弁の開操作を実施し、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラにより確認し、発電課長へ報告する。
- ⑧ 発電課長は、使用済燃料プール水位が水位低レベルから水位低レベルより約 300mm 低い位置の間で維持できるよう、発電所対策本部へ大容量送水ポンプ（タイプ I）による間欠注水又は現場での流量調整を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 10 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから燃料プール代

替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水開始まで 6 時間 25 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

（添付資料 1. 11. 3）

（添付資料 1. 11. 5）

c. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、ろ過水タンクを水源として、ろ過水ポンプにより、ろ過水系配管、補給水系配管、残留熱除去系配管及び燃料プール冷却浄化系配管を経由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水手順（残留熱除去系 A 系配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系配管を使用して使用済燃料プールへ注水する手順も同様。）。

手順の対応フローを第 1. 11. 2 図、第 1. 11. 3 図及び第 1. 11. 4 図に、概要図を第 1. 11. 9 図に、タイムチャートを第 1. 11. 10 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ、電気作動弁、監視計器の電源及び電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、復水補給水バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。

- ④中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力が上昇したことを確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、FW 系連絡第一弁、FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥現場運転員 B、C は、RHR A 系 FPC 供給連絡弁及び FPC RHR 戻り連絡弁の全開操作を実施し、発電課長へろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水の準備完了を報告する。
- ⑦発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）及び使用済燃料プール監視カメラにより確認し、発電課長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水開始まで 45 分以内で実施可能である。

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

(添付資料 1.11.3)

1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 燃料プールのスプレイ

a. 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因による使用済燃料プールの水位の異常な低下が発生した場合において、使用済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、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とし、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース・注水用ヘッダ及びスプレイノズルを経由して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、かつ以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を使用済燃料プール監視カメラにて確認した場合。

(b) 操作手順

燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要（原子炉建屋大物搬出入口経由）は以下のとおり（原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合も同様。）。

手順の対応フローを第 1. 11. 2 図、第 1. 11. 3 図及び第 1. 11. 4 図に、概要図を第 1. 11. 11 図に、タイムチャートを第 1. 11. 12 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部に燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を依頼する。
- ②発電課長は、運転員に燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④現場運転員 B, C 及び重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設、接続及びスプレイノズルの設置を実施し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は、発電課長へ連絡する。
- ⑤発電課長は、現場でのホース敷設、接続完了を確認後、発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を依頼する。
- ⑥重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及び燃料プール注水・スプレイ弁の開操作を実施し、燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイを開始し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラにより確認し、発電課長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 10 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ開始まで 6 時間 25 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等

を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

（添付資料 1. 11. 3）

（添付資料 1. 11. 5）

b. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因による使用済燃料プールの水位の異常な低下が発生した場合において、使用済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、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とし、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース・注水用ヘッダ、接続口及び燃料プールのスプレイ系（常設配管）の配管を経由して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、かつ以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を使用済燃料プール監視カメラにて確認した場合。

(b) 操作手順

燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要（燃料プールのスプレイ接続口 使用）は以下のとおり（燃料プールのスプレイ接続口 を使用して使用済燃料プールへのスプレイする手順も同様。）。

手順の対応フローを第 1. 11. 2 図及び第 1. 11. 4 図に、概要図を第 1. 11. 13 図に、タイムチャートを第 1. 11. 14 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部に燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、中央制御室にて燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイに必要な監視計器の電源が確

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

保されていることを状態表示にて確認する。

- ④重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は、発電課長へ連絡する。
- ⑤発電課長は、現場でのホース敷設、接続完了を確認後、発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水開始を依頼する。
- ⑥重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動、燃料プール注水・スプレイ（常設配管）弁及び原子炉建屋北側燃料プールスプレイ元弁の開操作を実施し、燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイを開始し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラにより確認し、発電課長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ開始まで 6 時間 25 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

（添付資料 1. 11. 3）

（添付資料 1. 11. 5）

(2) 漏えい緩和

a. 使用済燃料プールからの漏えい緩和

使用済燃料プールの損傷等により使用済燃料プールの内側から大量の水が漏えいしている場合において、シール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り下ろしロープにより、使用済燃料プールからの漏えい緩和を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、かつ以下のいずれかの状況に至った場合において、使用済燃料プール付近へのアクセスが可能な場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を使用済燃料プール監視カメラにて

確認した場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プールからの漏えい緩和手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 11. 15 図に、タイムチャートを第 1. 11. 16 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部に使用済燃料プールからの漏えい緩和の実施を依頼する。
- ②発電所対策本部は、重大事故等対応要員に使用済燃料プールからの漏えい緩和の実施を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、ステンレス鋼板を使用済燃料プールの漏えい箇所までロープで吊り下ろし、固縛等により固定し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ④中央制御室運転員 A は、使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)により、使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを確認し、発電課長へ報告する。
- ⑤発電課長は、中央制御室運転員 A からの報告に基づき、使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを発電所対策本部へ連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 2 名によって作業を実施し、作業開始を判断してから、使用済燃料プールからの漏えい緩和の作業完了まで 3 時間以内で実施可能である。

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

1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、使用済燃料プール監視計器の環境条件は、使用済燃料プール水の沸騰による蒸発が継続し、高温(大気圧下のため 100℃を超えることはない)、高湿度の環境が考えられるが、構造及び位置により、直接検出器の電気回路部等に接しない構造であることから、監視計器を事故時環境下においても使用できる。

使用済燃料プールの監視は、想定される重大事故等が発生した場合においては、これらの計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。また、各計器の計測範囲を把握したうえで使用済燃料プールの水位、水温、上部空間線量率及び状態監視を行う。

また、使用済燃料プールの水位、温度及び上部空間線量率の監視設備並びに監視

カメラは、非常用所内電源から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電源が給電される。これらの監視設備を用いた使用済燃料プールの監視は中央制御室運転員が行う。

(1) 使用済燃料プールの監視

通常時の使用済燃料プールの監視は、燃料貯蔵プール水位、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、燃料貯蔵プール水温度、FPC ポンプ入口温度及び燃料交換フロア放射線モニタ、原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ、燃料取替エリア放射線モニタにより実施する。

重大事故等時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位、水温、上部空間線量率及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は、常設設備であり設置を必要としない。また、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラは、通常時より常時監視が可能な設備であり、継続的に監視を実施する。

燃料交換フロア放射線モニタ、原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ、燃料取替エリア放射線モニタ及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した相関（減衰率）関係により使用済燃料プール空間線量率を推定する。

a. 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源により使用済燃料プールの監視に使用する設備（監視計器）へ給電する手順を整備する。

代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順

(1) 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

重大事故等時において、全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により、残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪

失した場合において、使用済燃料プール内燃料体等から発生する崩壊熱を除熱するため、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。

燃料プール冷却浄化系は、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流入した使用済燃料プール水を、燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器を経由してディフューザから使用済燃料プールへ吐出する。燃料プール冷却浄化系熱交換器において除去した使用済燃料プールからの崩壊熱を、原子炉補機代替冷却水系により、最終ヒートシンクである海へ移送することにより、使用済燃料プールから発生する崩壊熱の除熱を実施する。

なお、水源であるスキマサージタンクへの補給については、「1.11.2.1(1)燃料プール代替注水」と同様の手順にて実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失が発生した場合。

b. 操作手順

燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱手順の概要（燃料プール冷却浄化系(A)系を使用）は以下のとおり（燃料プール冷却浄化系(B)系を使用して使用済燃料プールを除熱する場合も同様。）。

手順の対応フローを第 1.11.2 図及び第 1.11.3 図に、概要図を第 1.11.17 図に、タイムチャートを第 1.11.18 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部に燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱の準備開始を依頼する。
- ②発電課長は、運転員に燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱の準備開始を指示する。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要なポンプ、電気作動弁および監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、燃料プール冷却浄化系ポンプの起動に必要な補機冷却水が確保されていることをパラメータにて確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、燃料プール冷却浄化系の系統構成のため、FPC ろ過脱塩装置入口第一弁、FPC ろ過脱塩装置入口第二弁、FPC ろ過脱塩装置出口弁、FPC 熱交換器(B)入口弁の全閉操作並びに FPC 熱交換器(A)入口弁の全開操作を実施する。
- ⑥発電課長は、燃料プール冷却浄化系の系統構成完了を確認後、運転員に、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱の開始を指示す

る。

⑦中央制御室運転員 A は、燃料プール冷却浄化系ポンプの起動操作を実施する。

⑧中央制御室運転員 A は、ポンプ起動後速やかに FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (A) の開操作を実施し、燃料プール冷却浄化系の系統流量の上昇及び使用済燃料プール水の温度の下降により使用済燃料プールの除熱が開始されたことを確認し、発電課長へ報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始まで 20 分以内で実施可能である。

1. 11. 2. 5 その他の手順項目について考慮する手順

代替電源による使用済燃料プールの監視に使用する設備 (監視計器) への給電に関する手順並びに大容量送水ポンプ (タイプ I) への燃料補給に関する手順については、「1. 14 電源確保に関する手順等」にて整備する。

大容量送水ポンプ (タイプ I) による水の供給に関する手順及び代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2)) への補給に関する手順については、「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応手順は、「1. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保に関する手順は「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手段等」にて整備する。

1. 11. 2. 6 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第 1. 11. 19 図、第 1. 11. 20 図及び第 1. 11. 21 図に示す。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時は、状態表示 (機器状態表示ランプ及び関連パラメータ指示) 又は警報表示により事象を把握し、使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因による使用済燃料プールの水位低下が発生した場合は、使用済燃料プール水位低又は温度高警報の発生により事象を把握するとともに、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにて状態の監視を行う。

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位低又は温度高警報の発生により事象を把握するとともに、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガ

イドパルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの監視を行う。

使用済燃料プールへの注水又はスプレイ時の大容量送水ポンプ(タイプI)の水源は、代替淡水源(淡水貯水槽(No.1)又は淡水貯水槽(No.2))の淡水を優先し、淡水貯水槽の枯渇により淡水が使用できない場合には、淡水貯水槽に補給した海水を使用する。また、淡水貯水槽が水源として使用できない場合には、ろ過水タンクから直接取水した淡水又は海から直接取水した海水を使用する(水源については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。)

大容量送水ポンプ(タイプI)の準備が完了していない場合には、ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水を実施する。なお、ろ過水系は耐震性が確保されておらず、地震後に使用できない可能性があることから、大容量送水ポンプ(タイプI)による注水を優先する。

使用済燃料プールへの注水は、燃料プール代替注水系(常設配管)による注水を優先し、燃料プール代替注水系(常設配管)が使用できない場合には、燃料プール代替注水系(可搬型)による注水を実施する。

使用済燃料プールへのスプレイは、燃料プールスプレイ系(常設配管)によるスプレイを優先し、燃料プールスプレイ系(常設配管)が使用できず、使用済燃料プールへのアクセスが可能な場合には、燃料プールスプレイ系によるスプレイを実施する。

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においては、使用済燃料プールへのスプレイを優先するが、使用済燃料プールへアクセスが可能な場合には、使用済燃料プールからの漏えい緩和を実施することも可能である。

また、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、あらゆる使用済燃料プールへの注水手段を講じても水位の低下が継続する場合には、放水設備(大気への拡散抑制設備)による大気への放射性物質の拡散抑制を実施する。

全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)の機能喪失により、残留熱除去系(燃料プール水の冷却)及び燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合は、原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水の確保及び燃料プール代替注水による水源であるスキマサージタンクへの補給を行うことで、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。

第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系(燃料プール水の冷却及び補給) ・燃料プール冷却浄化系 ・燃料プール補給水系 	燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ(タイプ I) ホース延長回収車 淡水貯水槽 (No.1) ※1, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※1, ※4 ホース・注水用ヘッダ・接続口 燃料プール代替注水系(常設配管) 配管・弁 使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む) 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 <ul style="list-style-type: none"> ・非常時操作手順書(徴候ベース)「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書(プラント停止中)「燃料プール冷却機能喪失」, 「燃料プール冷却材喪失」 ・重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプ(タイプ I)による使用済燃料プール注水(常設配管)」
		燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ(タイプ I) ホース延長回収車 淡水貯水槽 (No.1) ※1, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※1, ※4 ホース・注水用ヘッダ 使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む) 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 <ul style="list-style-type: none"> ・非常時操作手順書(徴候ベース)「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書(プラント停止中)「燃料プール冷却機能喪失」, 「燃料プール冷却材喪失」 ・重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプ(タイプ I)による使用済燃料プール注水(オールモバイル)」
		燃料プールによるろ過ポンプへの注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 燃料プール冷却浄化系 配管・弁 使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む) 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 <ul style="list-style-type: none"> ・非常時操作手順書(プラント停止中)「燃料プール冷却機能喪失」, 「燃料プール冷却材喪失」 ・非常時操作手順書(設備別)「ろ過水ポンプによる使用済燃料プール注水(残留熱除去系ライン)」
	からの漏えい抑制	使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む)	重大事故等対処設備	-

※1: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)
 ※2: 手順は, 「1.14 電源確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は, 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※5: 手順は, 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手段等」にて整備する。

第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	使用済燃料プールへのスプレイ 燃料プールスプレイ系による	大容量送水ポンプ (タイプ I) ホース延長回収車 淡水貯水槽 (No.1) ※1, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※1, ※4 スプレイノズル ホース・注水用ヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 ・非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却材喪失」 ・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による使用済燃料プールスプレイ (オールモバイル)」
		済燃料プールへのスプレイ 燃料プールスプレイ系 (常設配管) による使用	大容量送水ポンプ (タイプ I) ホース延長回収車 淡水貯水槽 (No.1) ※1, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※1, ※4 ホース・注水用ヘッダ・接続口 燃料プールスプレイ系 (常設配管) 配管・弁 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 ・非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却材喪失」 ・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による使用済燃料プールスプレイ (常設配管)」
		使用済燃料プールからの漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り下ろしロープ	自主対策設備 ・重大事故等対応要領書 「資機材を利用した漏えい抑制」
		放水設備 (大気への拡散抑制設備) による大気への放射性物質の拡散抑制	大容量放水ポンプ (タイプ II) ※3 放水砲 ※3 ホース延長回収車 ホース ※3 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 —※3

※1: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

※2: 手順は, 「1.14 電源確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は, 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4: 手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※5: 手順は, 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手段等」にて整備する。

第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	重大事故等対処設備 ・非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」, 「燃料プール冷却材喪失」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 - ※2
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	・残留熱除去系 (燃料プール水の冷却) ・燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系 配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ 使用済燃料プール 原子炉補機代替冷却水系 ※5 常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2 非常用取水設備 ※5	重大事故等対処設備 ・非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 ・重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」 ・非常時操作手順書 (設備別) 「燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却」

※1: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※2: 手順は, 「1.14 電源確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は, 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4: 手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※5: 手順は, 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手段等」にて整備する。

第 1.11.2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器 (1/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2 重大事故等時の手順 1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水 b. 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水			
<ul style="list-style-type: none"> ・非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 「燃料プール冷却材喪失」 ・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による使用済燃料プール注水 (オールモバイル)」 ・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による使用済燃料プール注水 (常設配管)」 	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報
			燃料プール温度高 警報
			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)
		電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧
	125V 直流主母線 2B 電圧		
	125V 直流主母線 2A-1 電圧		
	125V 直流主母線 2B-1 電圧		
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)	
		淡水貯水槽 (No. 2)	
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)			
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)			
水源の確保		淡水貯水槽 (No. 1)	
		淡水貯水槽 (No. 2)	

第 1.11.2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器 (2/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.11.2 重大事故等時の手順 1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 c. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水		
・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 「燃料プール冷却材喪失」 ・非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる使用済燃料プール注水 (残留熱除去系ライン)」	判断基準	使用済燃料プールの監視
		燃料プール水位低 警報
		燃料プール温度高 警報
		使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)
		使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)
	電源の確保	
	M/C 6-2C 母線電圧	
	P/C 4-2C 母線電圧	
	125V 直流主母線 2A 電圧	
	125V 直流主母線 2B 電圧	
	125V 直流主母線 2A-1 電圧	
	125V 直流主母線 2B-1 電圧	
水源の確保		
ろ過水タンク水位		
操作	使用済燃料プールの監視	
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	
水源の確保		
ろ過水タンク水位		

第 1. 11. 2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器 (3/4)

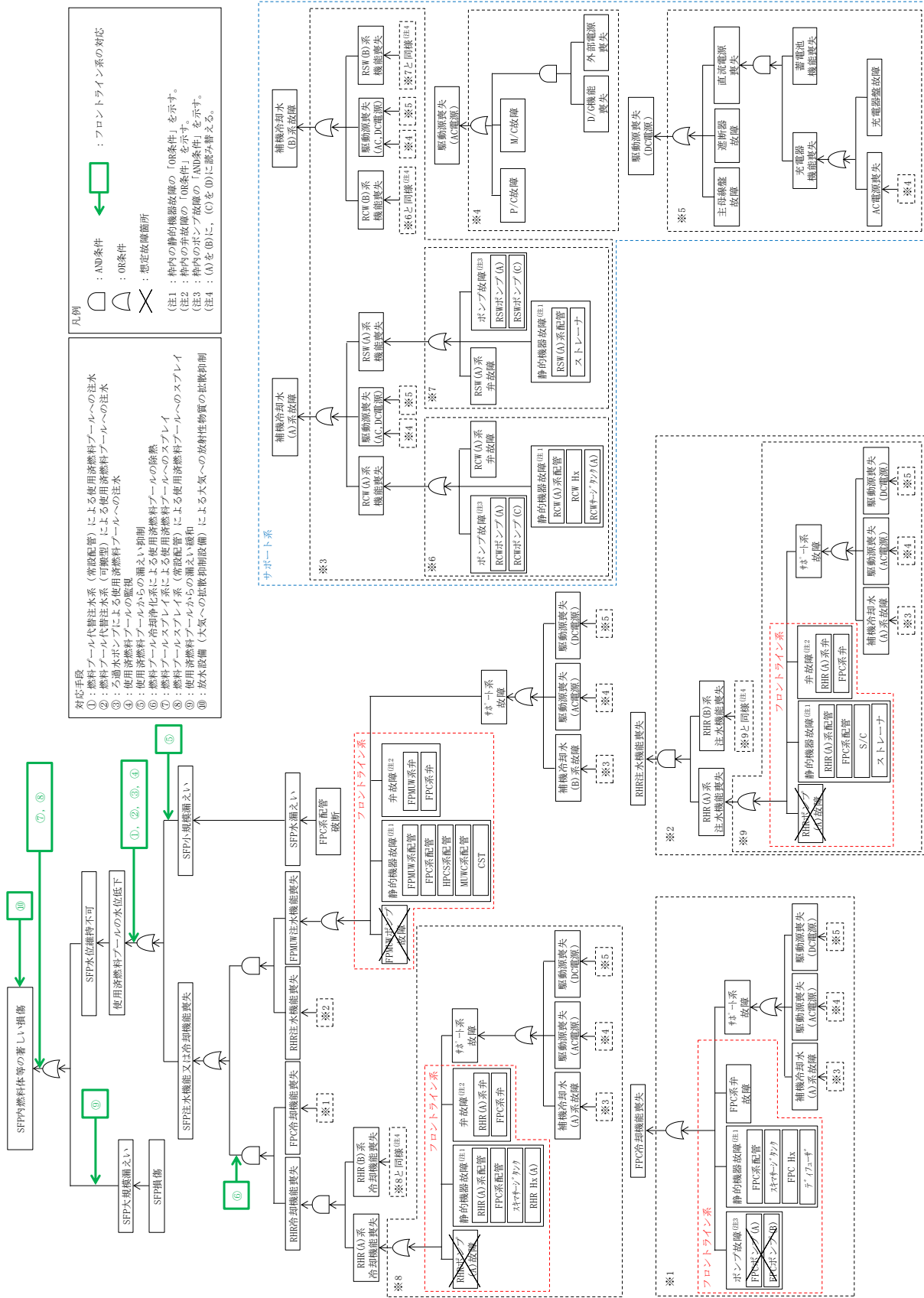
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2 重大事故等時の手順 1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ a. 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ b. 燃料プールのスプレイ系 (常設配管) による使用済燃料プールへのスプレイ			
<ul style="list-style-type: none"> ・非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却材喪失」 ・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による使用済燃料プールスプレイ (オールモバイル)」 ・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による使用済燃料プールスプレイ (常設配管)」 	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ
	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧	
	電源の確保	125V 直流主母線 2B 電圧	
	電源の確保	125V 直流主母線 2A-1 電圧	
	電源の確保	125V 直流主母線 2B-1 電圧	
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)	
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 2)	
操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ	
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1)	
水源の確保	淡水貯水槽 (No. 2)		

第 1.11.2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器 (4/4)

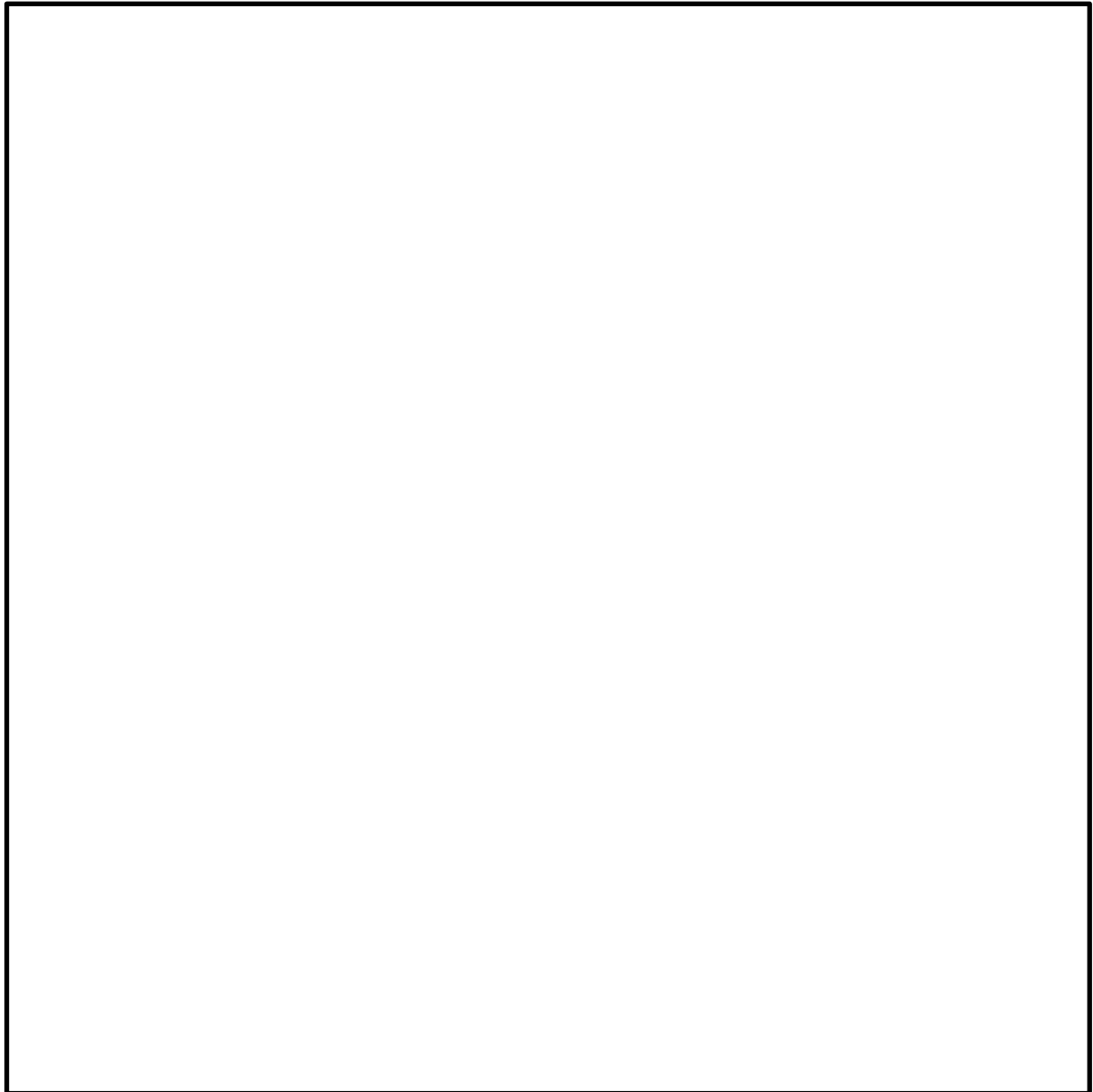
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2 重大事故等時の手順			
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順			
(1) 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱			
<ul style="list-style-type: none"> ・非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 ・重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」 	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール温度高 警報
			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)
			スキマサージタンク水位
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
			原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
		電源の確保	M/C 6-2C 母線電圧
			M/C 6-2D 母線電圧
	P/C 4-2C 母線電圧		
	P/C 4-2D 母線電圧		
	125V 直流主母線 2A 電圧		
	125V 直流主母線 2B 電圧		
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)
			使用済燃料プール監視カメラ
スキマサージタンク水位			
FPC ポンプ (A) 出口流量			
FPC ポンプ (B) 出口流量			

第 1.11.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設 備	母 線
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等 のための手順等	燃料プール冷却浄化系 ポンプ	常設代替交流電源	非常用低圧母線 MCC 2C
			非常用低圧母線 MCC 2D
		可搬型代替交流電源	非常用低圧母線 MCC 2C
			非常用低圧母線 MCC 2D
	燃料プール冷却浄化系 弁	常設代替交流電源	非常用低圧母線 MCC 2C
			非常用低圧母線 MCC 2D
		可搬型代替交流電源	非常用低圧母線 MCC 2C
			非常用低圧母線 MCC 2D
	使用済燃料プール監視設備 (監視計器)	常設代替交流電源	非常用低圧母線 MCC 2C
			非常用低圧母線 MCC 2D
		可搬型代替交流電源	非常用低圧母線 MCC 2C
			非常用低圧母線 MCC 2D
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 充電器盤 2A
			125V 充電器盤 2B
125V 充電器盤 2A-1			
125V 充電器盤 2B-1			
可搬型代替直流電源設備		125V 充電器盤 2A	
		125V 充電器盤 2B	
	125V 充電器盤 2A-1		
	125V 充電器盤 2B-1		

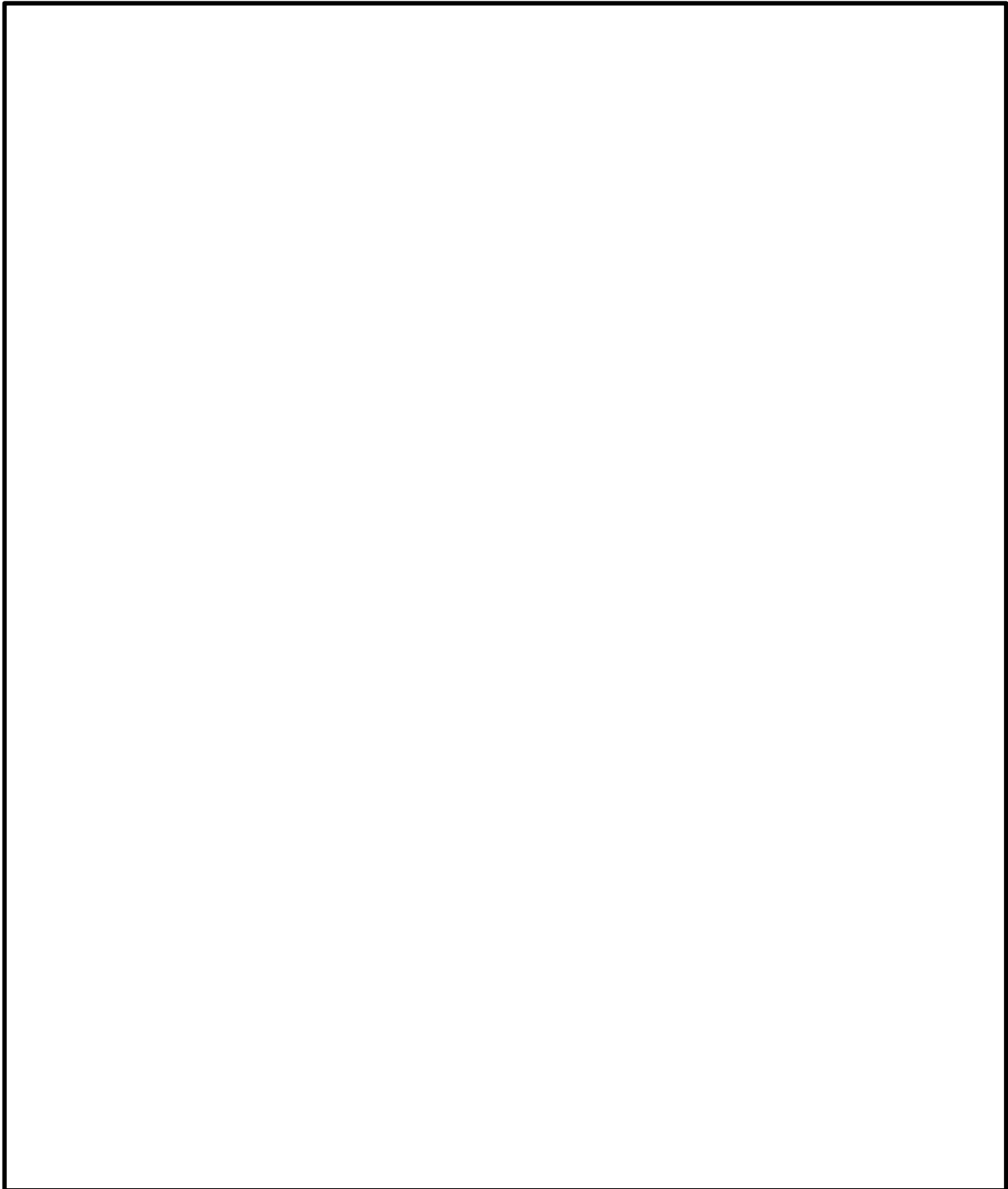


第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析



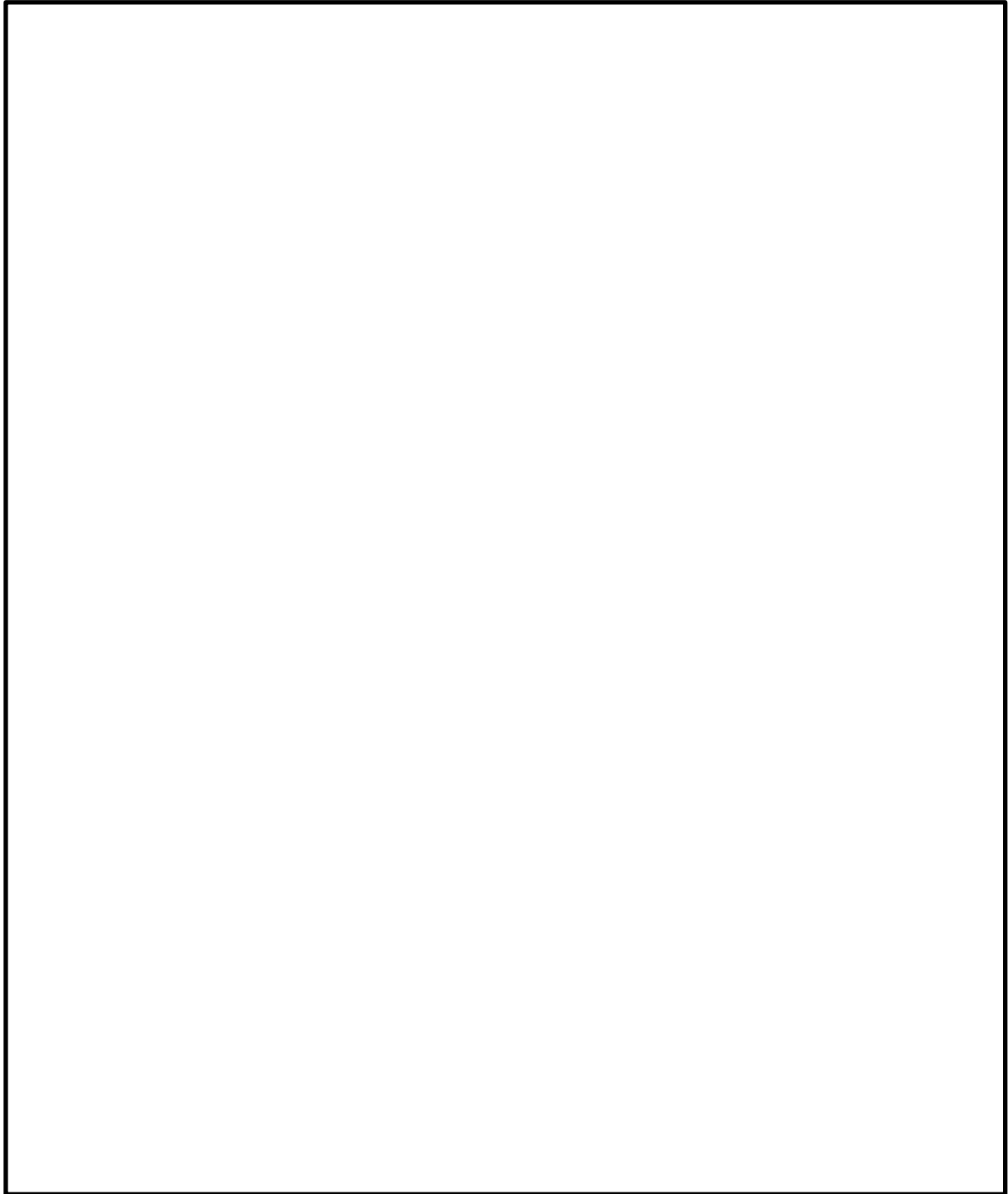
第 1.11.2 図 非常時操作手順書(徴候ベース)「SFP 水位・温度制御」における
対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1. 11. 3 図 非常時操作手順書（プラント停止中）燃料プール冷却機能喪失（SFT）
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1. 11. 4 図 非常時操作手順書（プラント停止中）燃料プール冷却材喪失 (SFL)
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

手順の項目	要員 (敬)	経過時間 (時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												③		
			状況監視														⑦, ⑧
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※2※3}													④	
			大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※4}														⑤, ⑥
			大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 ^{※5}														
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※2※3}													④	
			ホースの敷設, 接続 ^{※2※6}														⑤, ⑥
			送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※5}														
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※2※3}													④	
			注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※7}														
			ホースの敷設, 接続 ^{※2※6}														

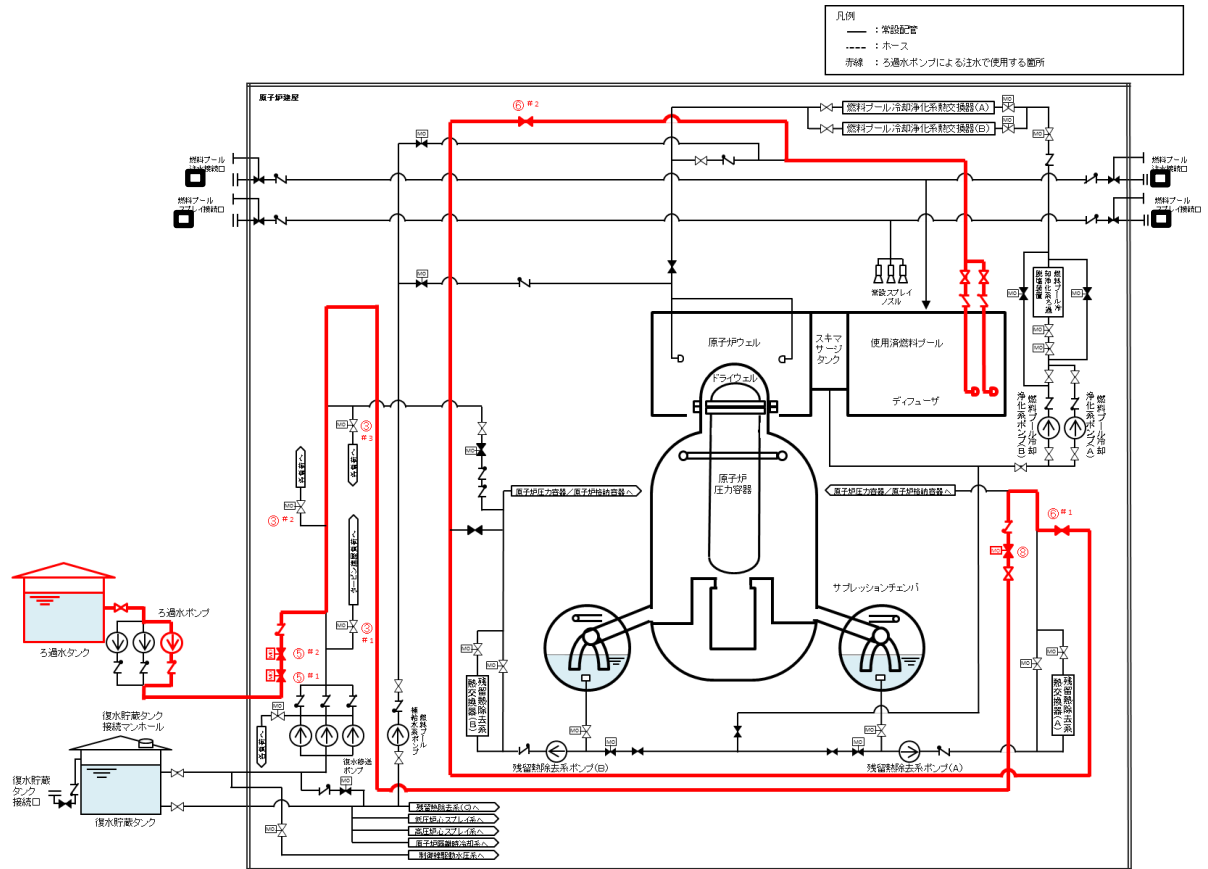
※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び4保管エリア, ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1. 11. 8 図 燃料プール代替注水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	中央制御室運転員A	電源確認 ^{※1}													③	
		状況監視														
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※2※3}														④
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 ^{※4}														
		大容量送水ポンプ(タイプI)起動 ^{※5}														
	重大事故等対応要員D~F	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※5}														④
		保管場所への移動 ^{※2※3}														
		ホースの敷設, 接続 ^{※2※6}														
	重大事故等対応要員G~I	保管場所への移動 ^{※2※3}														④
		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※7}														
ホースの敷設, 接続 ^{※2※6}																
現場運転員B, C 重大事故等対応要員J	原子炉建屋への移動 ^{※3}														④	
	水密扉の開放 ^{※8}															
	使用済燃料プール注水・スプレイ貫通孔の開放 ^{※8}															

※1: 訓練実線に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア及び第4保管エリア, 第3保管エリア及びび回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア,
 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間と余裕を見込んだ時間
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリア(タイプI)の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間と注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.11.6 図 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水
 タイムチャート

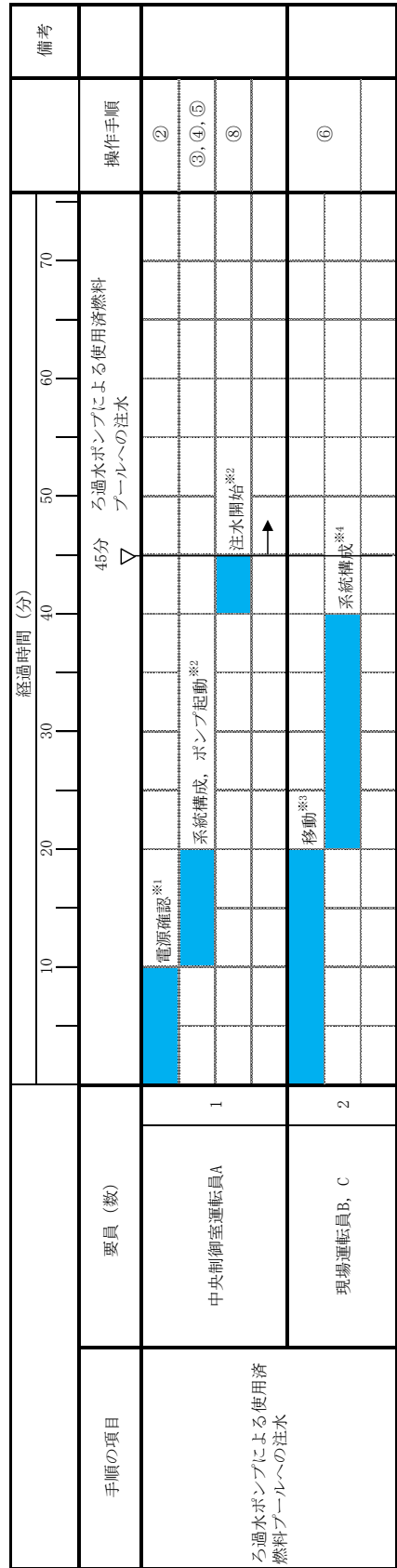


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③#2	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③#3	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤#1	FW 系連絡第一弁	P13-M0-F190	中央制御室
⑤#2	FW 系連絡第二弁	P13-M0-F191	中央制御室
⑥#1	RHR A 系 FPC 供給連絡弁	E11-F030A	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟内)
⑥#2	FPC RHR 戻り連絡弁	G41-F023	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟内)
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

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

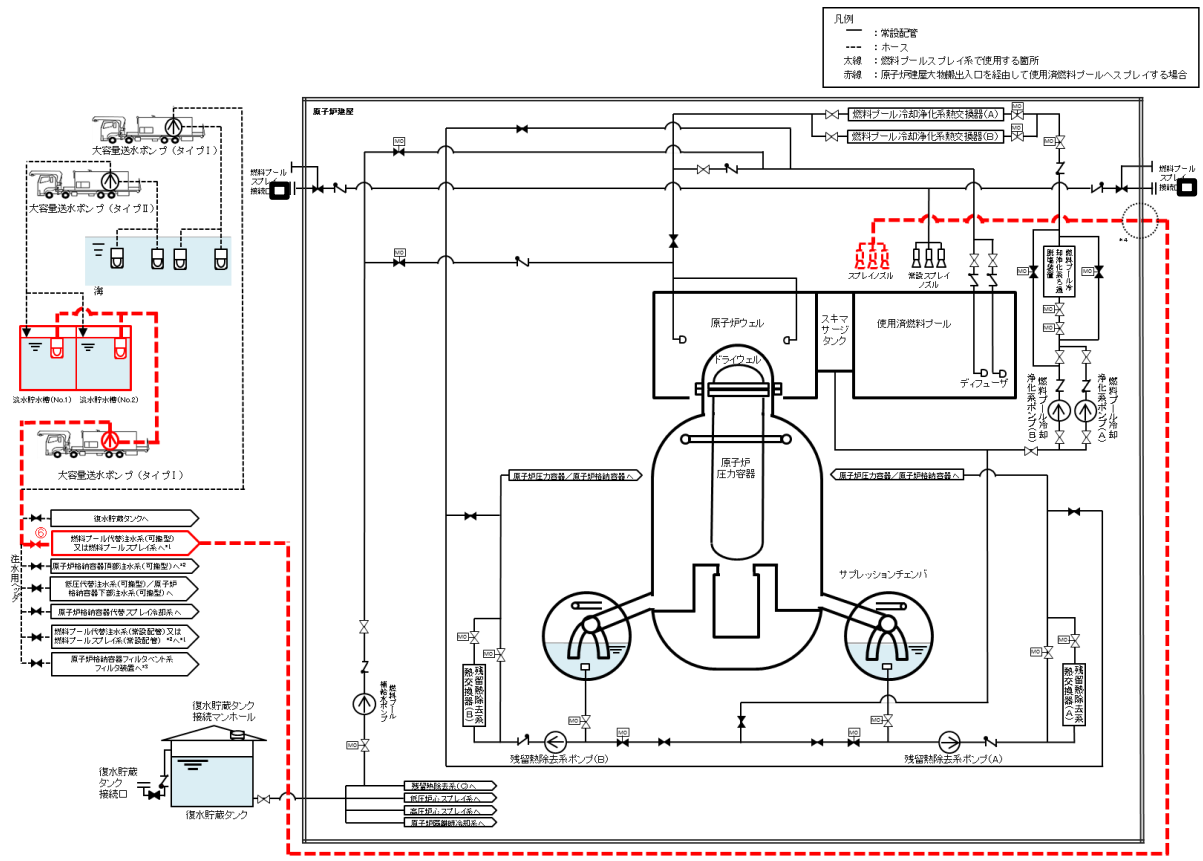
第 1.11.9 図 ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水 概要図
残留熱除去系 (A) を経由して注水する場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※4：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1. 11. 10 図 ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水 タイムチャート



*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主貯蔵設備
 *3: 海水を水源とした場合は行わない
 *4: 原子炉建屋屋

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥	燃料プール注水・スプレイ弁	P70-D001-1	屋外

第 1.11.11 図 燃料プールスプレイ系 概要図
 原子炉建屋大物搬出入口を經由してスプレイする場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}								6時間25分	燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ	操作手順	
												状況監視		③ ⑦
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※3}										大容量送水ポンプ(タイプI)の移動、設置 ^{※4}	④
													大容量送水ポンプ(タイプI)起動 ^{※5} 送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※5}	⑤、⑥
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※3}										ホースの敷設、接続 ^{※6}	④
													送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※5}	⑤、⑥
重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※3}										注水用ヘッダ運搬、設置 ^{※7}	④	
												ホースの敷設、接続 ^{※6}		
現場運転員B、C 重大事故等対応要員J	3	原子炉建屋への移動 ^{※3}										水密扉の開放 ^{※8}		
												使用済燃料プール注水・スプレイ貫通孔の開放 ^{※8} ホースの敷設、接続 ^{※6}	④	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 緊急時対応箇所から第3保管エリア及びホースの保管場所までは第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※3: 緊急時対応箇所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間

※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

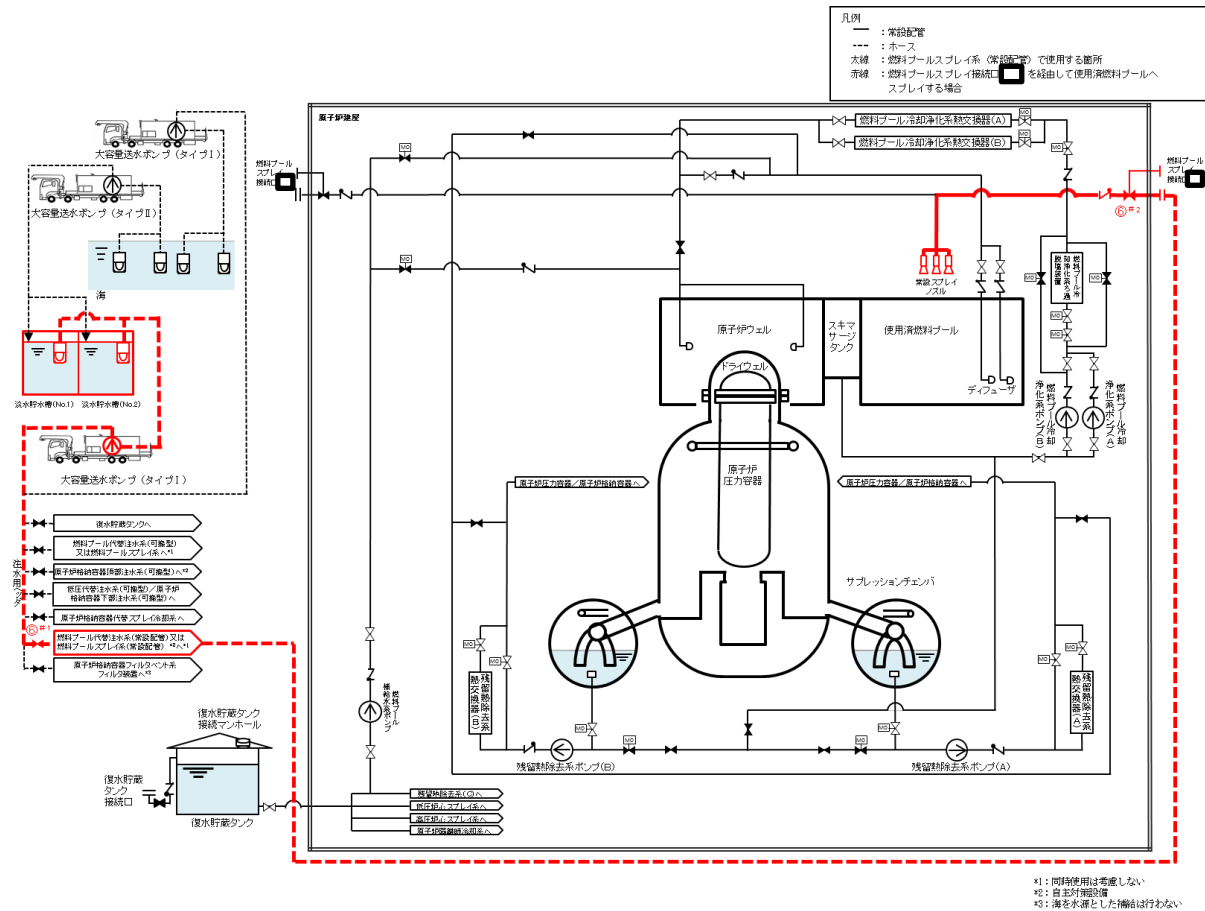
※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

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

※8: 水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1. 11. 12 図 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ
タイムチャート

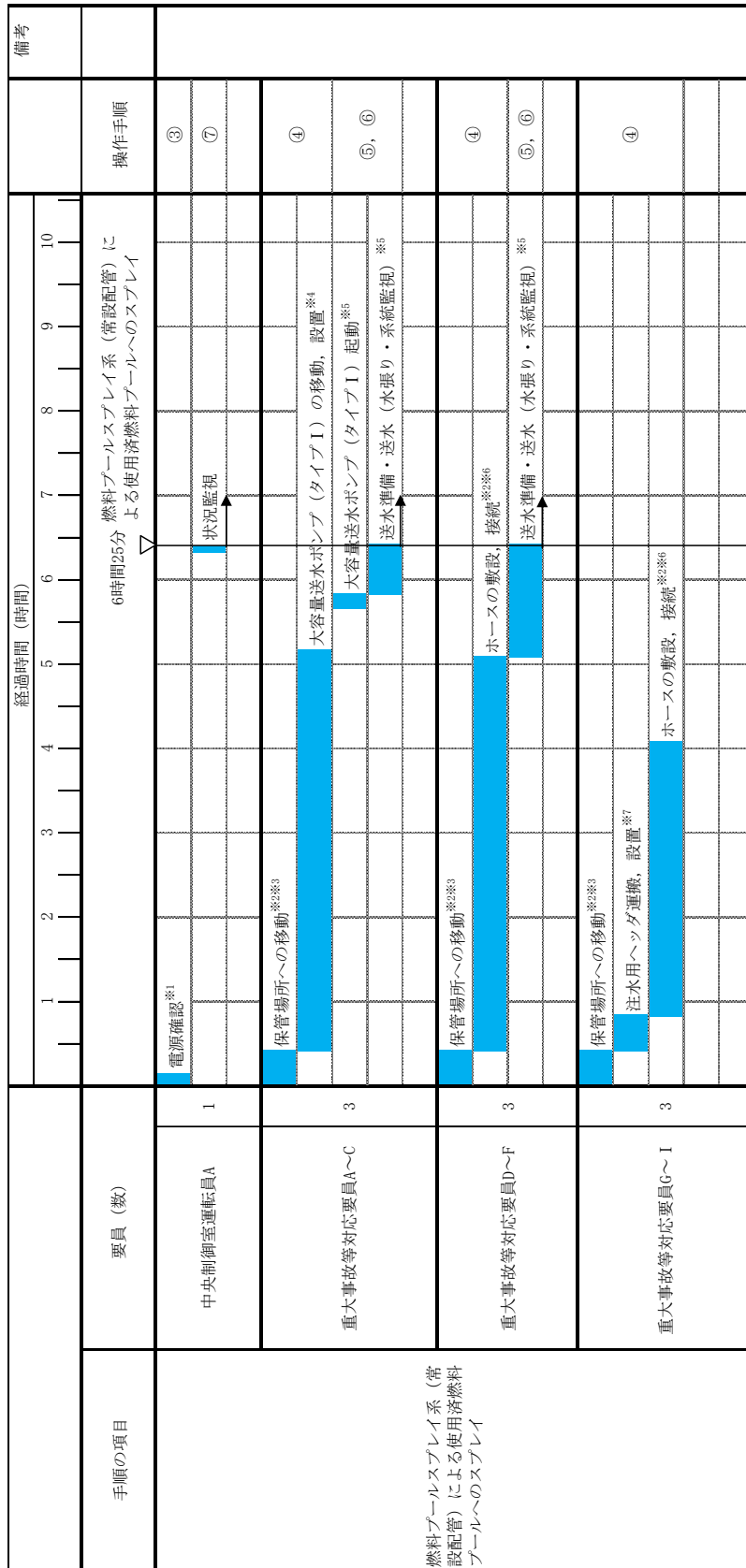


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥#1	燃料プール注水・スプレー（常設配管）弁	P70-D001-3	屋外
⑥#2	原子炉建屋北側燃料プールのスプレー元弁	G41-F055	屋外

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

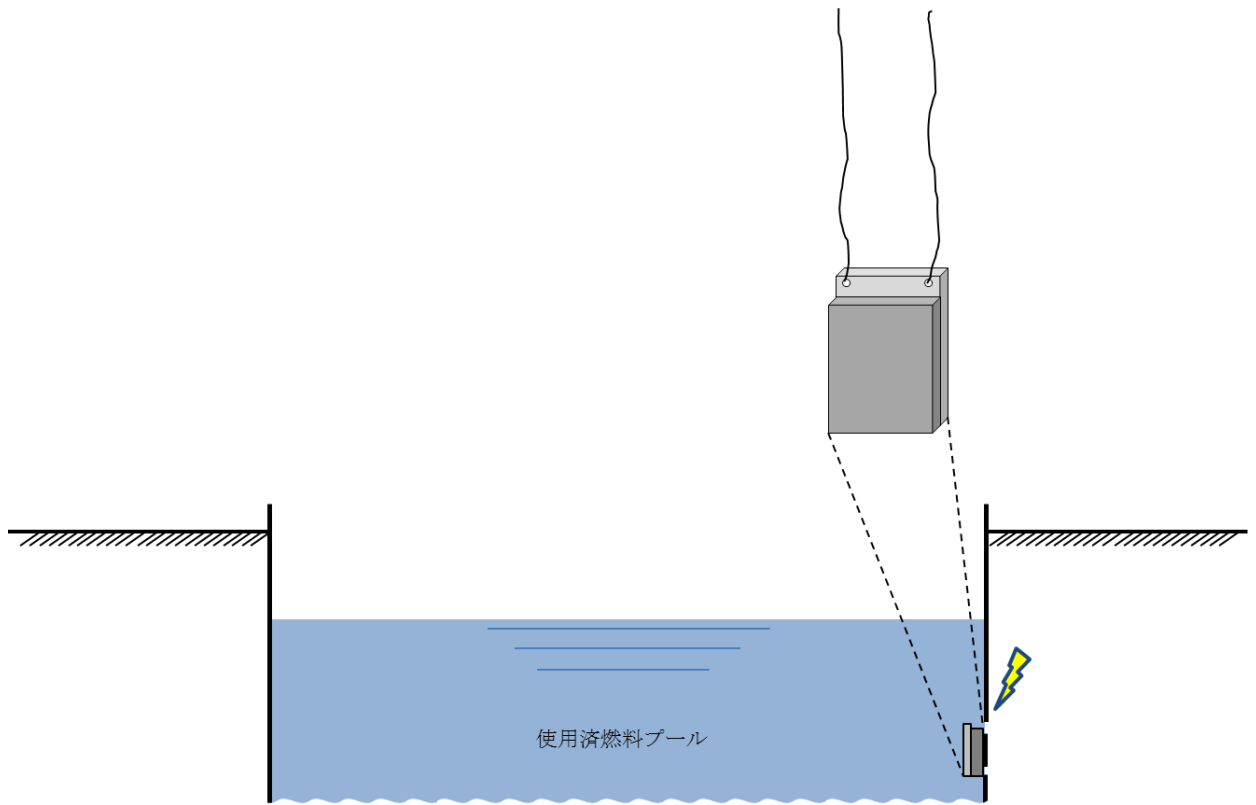
第 1.11.13 図 燃料プールのスプレー系（常設配管） 概要図
 燃料プールのスプレー接続口□を經由して注水する場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

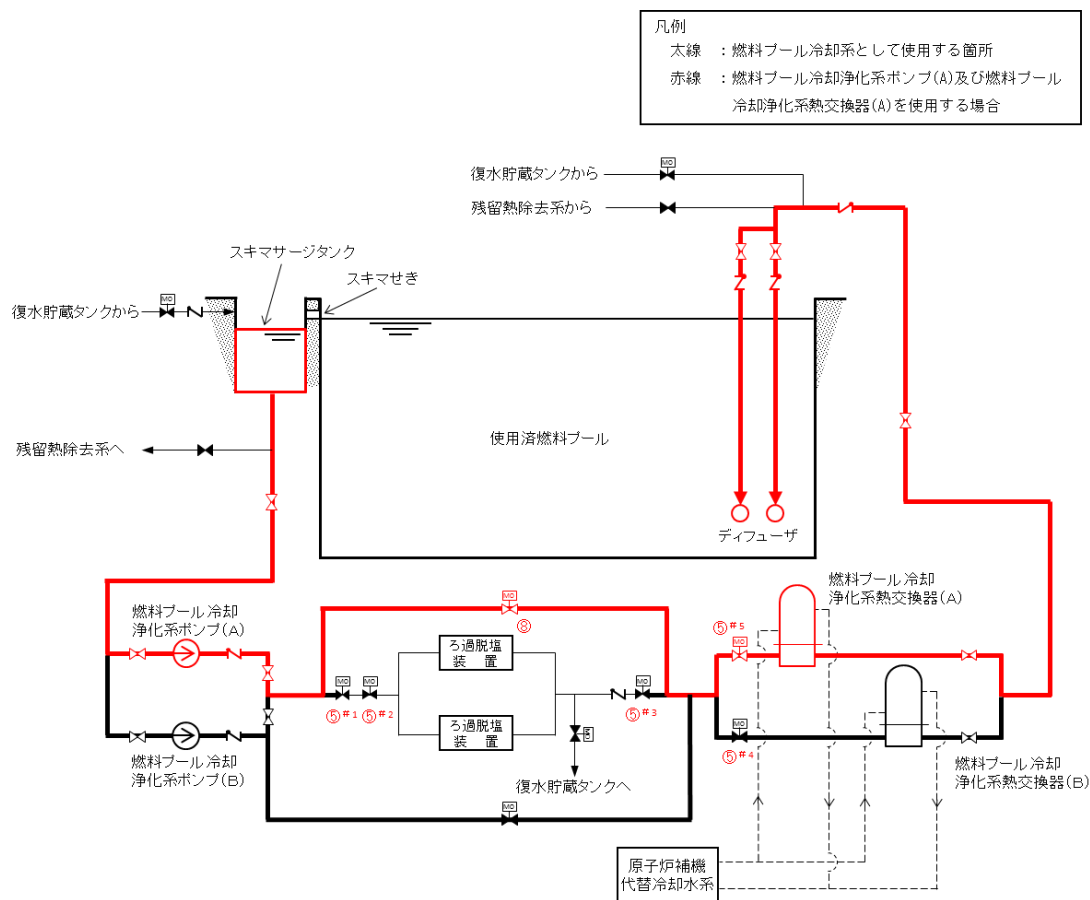


※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：訓練実績に基づく中央制御室からの移動を想定した移動時間と注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間と注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※4：大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※5：大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1. 11. 14 図 燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ タイムチャート



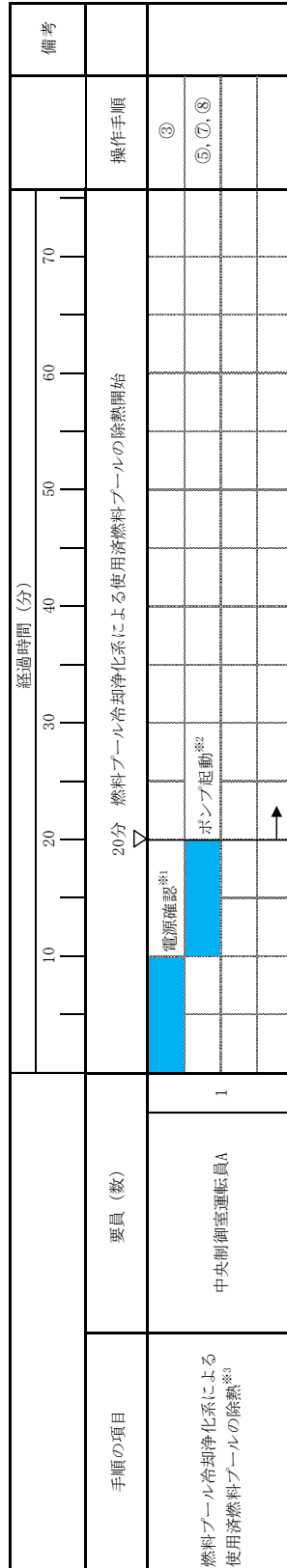
第 1. 11. 15 図 使用済燃料プールからの漏えい緩和 概要図



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤ #1	FPC ろ過脱塩装置入口第一弁	G41-M0-F005A	中央制御室
⑤ #2	FPC ろ過脱塩装置入口第二弁	G41-M0-F005B	中央制御室
⑤ #3	FPC ろ過脱塩装置出口弁	G41-M0-F013	中央制御室
⑤ #4	FPC 熱交換器 (B) 入口弁	G41-M0-F014B	中央制御室
⑤ #5	FPC 熱交換器 (A) 入口弁	G41-M0-F014A	中央制御室
⑧	FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (A)	G41-M0-F020A	中央制御室

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

第 1.11.17 図 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 概要図
原子炉補機代替冷却水系 (A 系) を使用する場合

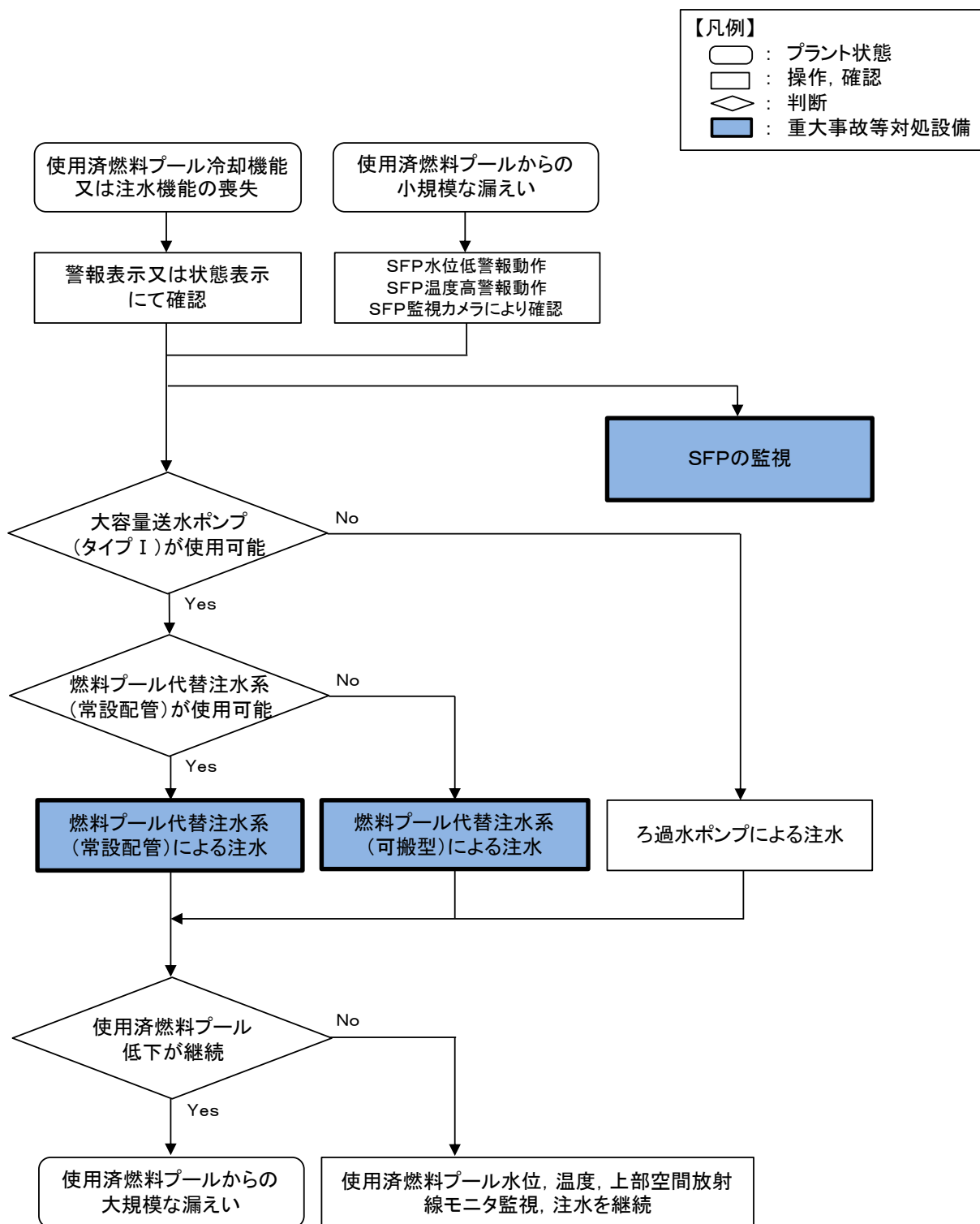


※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

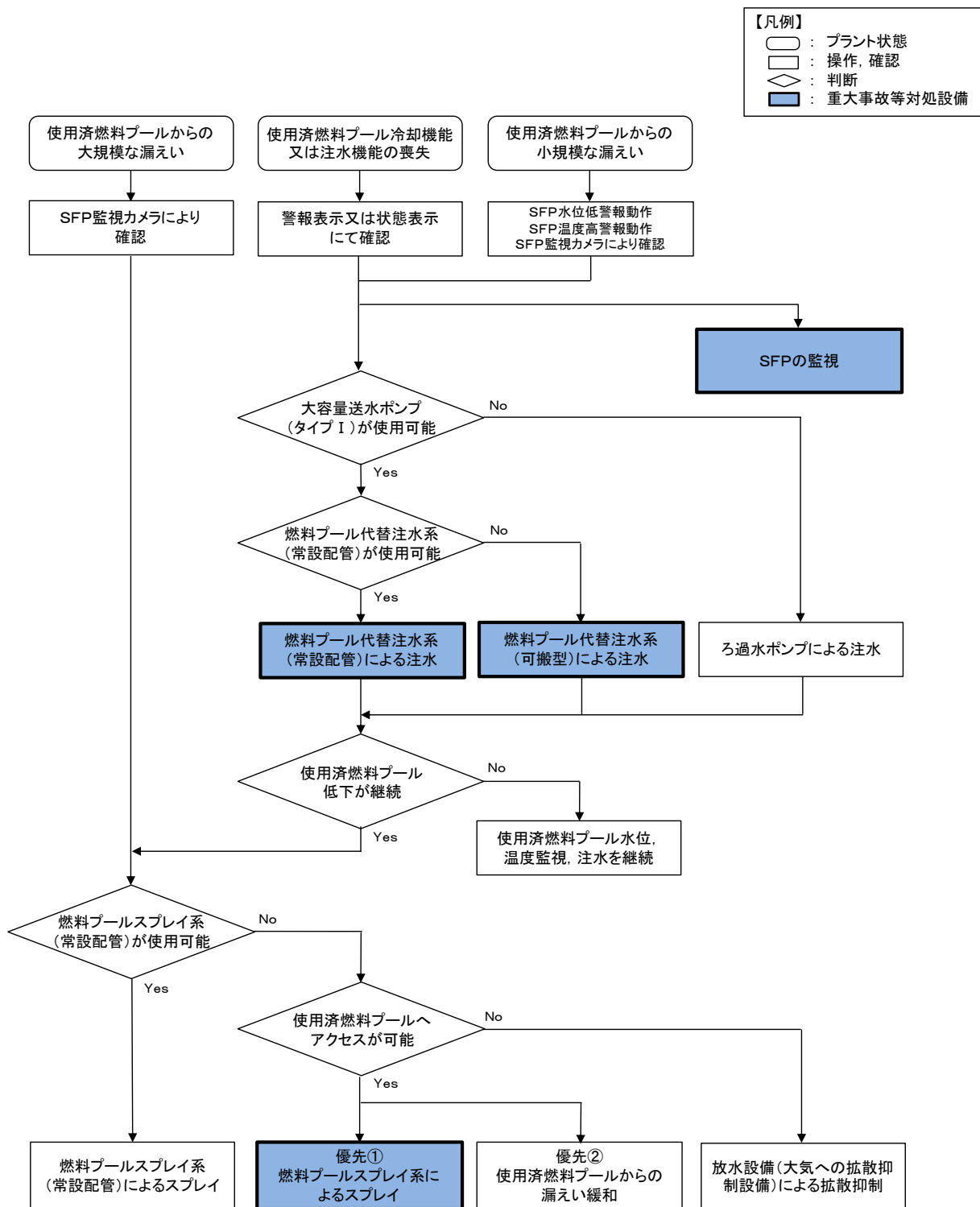
※2：機器の稼働時間に見込んだ時間

※3：本手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手段等」のうち「最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送」の操作完了後に実施する

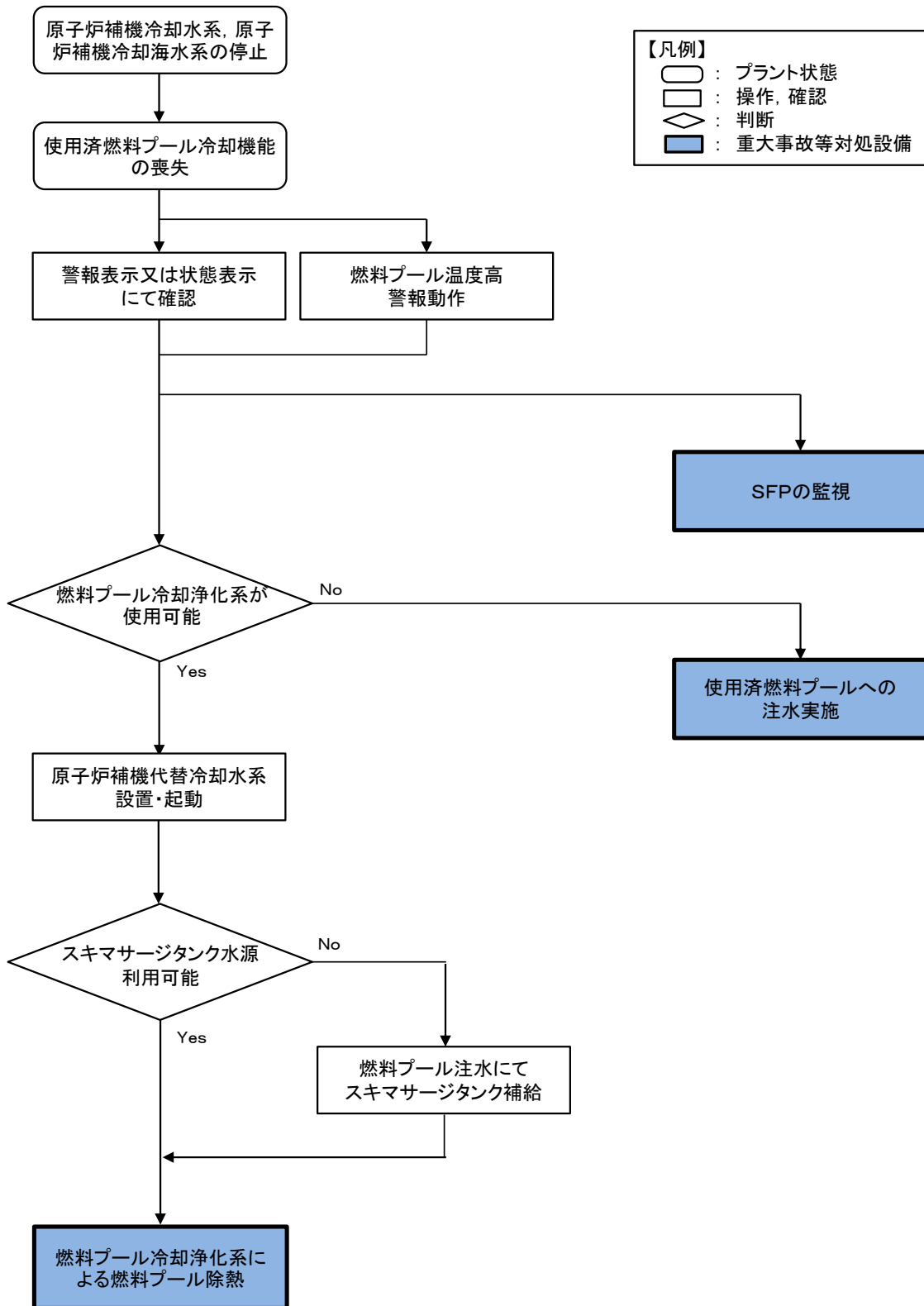
第 1. 11. 18 図 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
タイムチャート



第 1.11.19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)



第 1.11.20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)



第 1.11.21 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/5)

技術的能力審査基準 (1. 11)	番号	設置許可基準規則 (54 条)	技術基準規則 (69 条)	番号
<p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑨
<p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	②	<p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑩
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

技術的能力審査基準 (1.11)	番号	設置許可基準規則 (54条)	技術基準規則 (69条)	番号
2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	③	2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑪
b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。	④	b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	⑫
3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	⑤	3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること。	3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑬
b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。	⑥	b) スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	b) スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	⑭
		c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。	c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。	⑮

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

技術的能力審査基準 (1.11)	番号	設置許可基準規則 (54 条)	技術基準規則 (69 条)	番号
4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。	⑦	4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。	4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。	⑬
b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑧	b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑭
		c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	⑮

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/5)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を用いた対応手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	所要時間	対応人数	備考
燃料プール代替注水系（常設配管）による 使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	新設	① ③ ⑨ ⑪ ⑫	ろ過水ポンプによる 使用済燃料プールへの注水	ろ過水ポンプ	常設	45分	3人	自主対策とする理由は 本文参照
	ホース延長回収車	新設			ろ過水タンク	常設			
	ホース・注水用ヘッダ	新設			ろ過水系 配管・弁	常設			
	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	新設			復水補給水系 配管・弁	常設			
	淡水貯水槽（No.1） ※	新設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	淡水貯水槽（No.2） ※	新設			燃料プール冷却浄化系 配管・弁	常設			
	燃料プール代替注水系（常設配管） 配管・弁	新設			使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	常設			
	燃料補給設備	新設 既設			常設代替交流電源設備	常設			
	-	-			可搬型代替交流電源設備	可搬			
燃料プール代替注水系（可搬型）による 使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	新設	② ⑤ ⑥ ⑩ ⑬ ⑭ ⑮	燃料プールのスプレー系 （常設配管）による使用済 燃料プールへのスプレー	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	可搬	6時間 25分	10人	自主対策とする理由は 本文参照
	ホース延長回収車	新設			ホース延長回収車	可搬			
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設			ホース・注水用ヘッダ・接続口	可搬			
	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	新設			使用済燃料プール	常設			
	淡水貯水槽（No.1） ※	新設			淡水貯水槽（No.1） ※	常設			
	淡水貯水槽（No.2） ※	新設			淡水貯水槽（No.2） ※	常設			
	燃料プール代替注水系（常設配管） 配管・弁	新設			燃料プールのスプレー系（常設配管） 配管・弁	常設			
	燃料補給設備	新設 既設			燃料補給設備	常設 可搬			
燃料プールのスプレー系による 使用済燃料プールへのスプレー	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	新設	-	使用済燃料プール からの漏えい緩和	シール材	可搬	3時間	3人	自主対策とする理由は 本文参照
	ホース延長回収車	新設			接着剤	可搬			
	スプレーノズル	新設			ステンレス鋼板	可搬			
	ホース・注水用ヘッダ	新設			吊り下ろしロープ	可搬			
	使用済燃料プール	既設			-	-			

※ 「1.13 重大事故等の収束に必要な水との供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

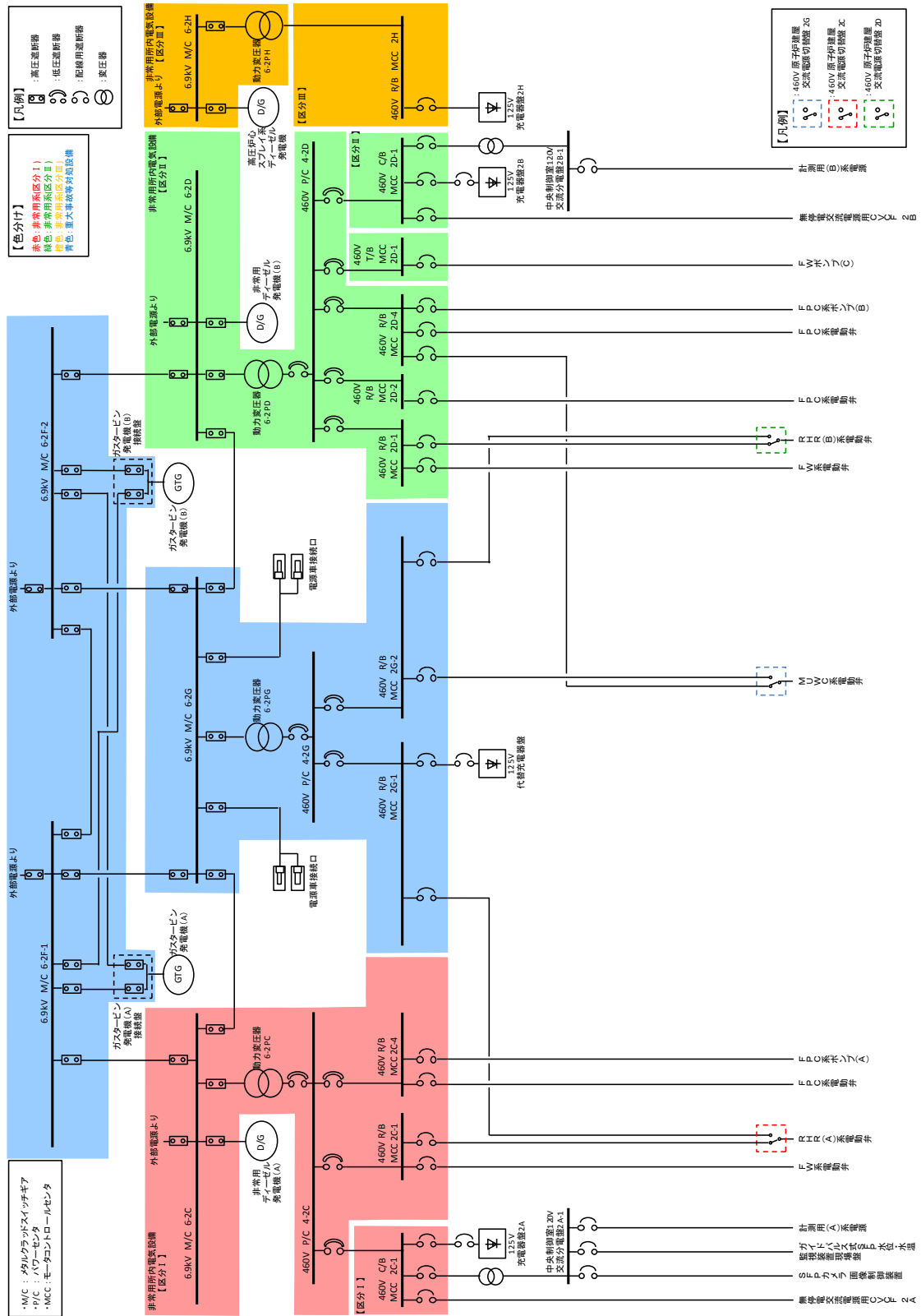
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を用いた対応手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	所要時間	対応人数	備考
放水設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	新設	⑥ ⑬	-	-	-	-	-	-
	放水砲	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース	新設							
	燃料補給設備	新設 既設							
	-	-							
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	新設	⑦ ⑯ ⑱	-	-	-	-	-	-
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルブ式）	新設							
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	新設							
	使用済燃料プール監視カメラ	新設							
代替電源による給電	常設代替交流電源設備	新設	⑧ ⑰	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	新設 既設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設 既設							
燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	既設	④	-	-	-	-	-	-
	燃料プール冷却浄化系熱交換器	既設							
	燃料プール冷却浄化系 配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ	既設							
	使用済燃料プール	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設 既設							
	非常用取水設備	既設							

※「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段として選定した設備の電源構成図



第 1 図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流)

重大事故等対策の成立性

1. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水

(1) 操作概要

発電所対策本部は、燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び作業時間

燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水に必要な要員（10名）、所要時間（6時間25分）のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホースの敷設、接続に必要な要員、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）
 想定時間 : 6時間25分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

作業環境 : 車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携

帯)により発電所対策本部へ連絡することが可能である。
注水操作は中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話(固定)、衛星電話(携帯)、トランシーバ(固定)及びトランシーバ(携帯)を用いることにより、円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ(タイプI)



ホース敷設, 接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ(タイプI)の起動

2. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水

(1) 操作概要

発電所対策本部は、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場運転員及び重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

(3) 必要要員数及び作業時間

燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水に必要な要員（13名）、所要時間（6時間25分）のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホースの敷設、接続に必要な要員、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 12名（現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名）

想定時間 : 6時間25分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

a. 屋外作業

作業環境 : 車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ーバ(携帯)により発電所対策本部へ連絡することが可能である。注水操作は中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話(固定)、衛星電話(携帯)、トランシーバ(固定)及びトランシーバ(携帯)を用いることにより、円滑な連絡が可能である。

b. 屋内作業

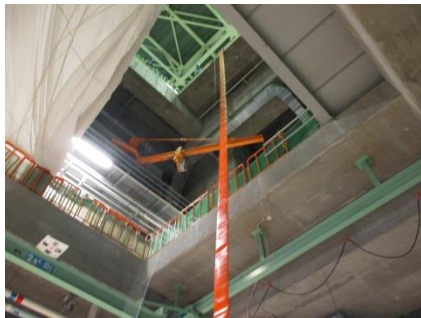
- 作業環境 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等)を装備又は携行して作業を実施する。
- 移動経路 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : ホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。
- 連絡手段 : 通常連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS 端末)及び送受信器(ページング)を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設，接続（屋外）



ホース敷設，接続（屋内）



注水用ヘッドへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動

3. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

(1) 操作概要

ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水のための系統構成を行う。

(2) 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

(3) 必要要員数及び作業時間

ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水に必要な要員（3名）、所要時間（45分）のうち系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 ： 2名（現場運転員）
想定時間 ： 20分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

作業環境 ： ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 ： ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 ： 定期検査時に作業で通常操作する弁であり、容易に操作可能である。

連絡手段 ： 通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



現場での系統構成（G41-F023）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

4. 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ

(1) 操作概要

発電所対策本部は、燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイが必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場運転員及び重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）、スプレイノズル（3 個）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

(3) 必要要員数及び作業時間

燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイに必要な要員（13 名）、所要時間（6 時間 25 分）のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）、スプレイノズル（3 個）の設置及びホースの敷設、接続に必要な要員、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 12 名（現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 10 名）

想定時間 : 6 時間 25 分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

a. 屋外作業

作業環境 : 車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部へ連絡することが可能である。

スプレイ操作は中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。

b. 屋内作業

作業環境 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : ホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

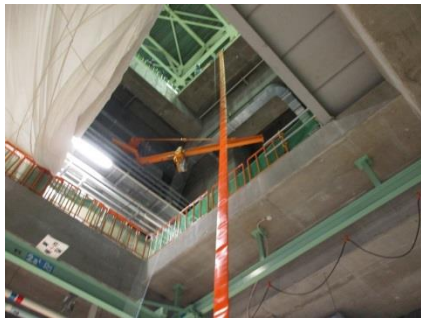
連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設，接続（屋外）



ホース敷設，接続（屋内）



スプレイノズル



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動

5. 燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

(1) 操作概要

発電所対策本部は、燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイが必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確保した上で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び作業時間

燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイに必要な要員（10名）、所要時間（6時間25分）のうち、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置及びホースの敷設、接続に必要な要員、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）
想定時間 : 6時間25分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

作業環境 : 車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。
大容量送水ポンプ（タイプⅠ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部へ連絡することが可能である。

注水操作は中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設、接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈	
1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プール代替注水	a. 燃料プール代替注水系(常設配管)による燃料プール注水	燃料プール水位低警報 燃料プール温度高警報	燃料ラック上端 <input type="text"/> mm 以下 燃料プール温度が <input type="text"/> °C 以上
		b. 燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プール注水	燃料プール水位低警報	燃料ラック上端 <input type="text"/> mm 以下
			燃料プール温度高警報	燃料プール温度が <input type="text"/> °C 以上
		c. ろ過水ポンプによる燃料プール注水	燃料プール水位低警報	燃料ラック上端 <input type="text"/> mm 以下
			燃料プール温度高警報	燃料プール温度が <input type="text"/> °C 以上
		1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プールスプレイ	a. 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ
b. 燃料プールスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ	燃料プール水位低警報			燃料ラック上端 <input type="text"/> mm 以下
(2) 漏えい緩和	a. 使用済燃料プールからの漏えい緩和		燃料プール水位低警報	燃料ラック上端 <input type="text"/> mm 以下

枠囲みの内容は商業機密上の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手 順		操作手順記載内容		解 釈
1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プール代替注水	a. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水	燃料プール注水・スプレー（常設配管）弁	P70-D001-3
			原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁	G41-F051
			使用済燃料プール水位が水位低レベル到達後	燃料ラック上端 <input type="text"/> mm
		b. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水	燃料プール注水・スプレー弁	P70-D001-1
			使用済燃料プール水位が水位低レベル到達後	燃料ラック上端 <input type="text"/> mm
		c. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070
			R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071
			R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171
			FW 系連絡第一弁	P13-M0-F190
			FW 系連絡第二弁	P13-M0-F191
RHR A 系 FPC 供給連絡弁	E11-F030A			
FPC RHR 戻り連絡弁	G41-F023			
RHR ヘッドスプレーライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A			
使用済燃料プール水位が水位低レベル到達後	燃料ラック上端 <input type="text"/> mm			
1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プールのスプレー	a. 燃料プールのスプレー系による使用済燃料プールへのスプレー	燃料プール注水・スプレー弁	P70-D001-1
		b. 燃料プールのスプレー系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレー	燃料プール注水・スプレー（常設配管）弁	P70-D001-3
			原子炉建屋北側燃料プールスプレー元弁	G41-F055
1. 11. 2. 4 重大事故等発生時における使用済燃料プールの冷却のための対応	(1) 復旧	a. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プールの冷却	FPC ろ過脱塩装置入口第一弁	G41-M0-F005A
			FPC ろ過脱塩装置入口第二弁	G41-M0-F005B
			FPC ろ過脱塩装置出口弁	G41-M0-F013
			FPC 熱交換器 (A) 入口弁	G41-M0-F014A
			FPC 熱交換器 (B) 入口弁	G41-M0-F014B
			FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (A)	G41-M0-F020A
			FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (B)	G41-M0-F020B

枠囲みの内容は商業機密上の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P70-D001-1	燃料プール注水・スプレイ弁	屋外
P70-D001-3	燃料プール注水・スプレイ（常設配管）弁	屋外
G41-F051	原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁	屋外
P13-MO-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-MO-F190	FW 系連絡第一弁	中央制御室
P13-MO-F191	FW 系連絡第二弁	中央制御室
E11-F030A	RHR A 系 FPC 供給連絡弁	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟内)
G41-F023	FPC RHR 戻り連絡弁	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟内)
E11-MO-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
G41-F055	原子炉建屋北側燃料プールのスプレイ元弁	屋外
G41-MO-F005A	FPC ろ過脱塩装置入口第一弁	中央制御室
G41-MO-F005B	FPC ろ過脱塩装置入口第二弁	中央制御室
G41-MO-F013	FPC ろ過脱塩装置出口弁	中央制御室
G41-MO-F014B	FPC 熱交換器 (B) 入口弁	中央制御室
G41-MO-F014A	FPC 熱交換器 (A) 入口弁	中央制御室
G41-MO-F020A	FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (A)	中央制御室
G41-MO-F020B	FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (B)	中央制御室

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

注水用ヘッダと接続口を誤接続した場合の検知について

(1) 接続口への誤接続防止

接続口への誤接続防止のため、以下のような対策を行うこととしている。

a. 設計上の対策

重大事故等対応要員（以下「SA 要員」という。）が行う注水用ヘッダから各接続口へのホース接続については、誤接続及び誤操作防止のため、注水用ヘッダの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図1参照）。



図1 注水用ヘッダの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

b. 運用上の対策

ホース接続作業は複数名の SA 要員で実施し作業の信頼性を高めており、また、作業時の基本動作である指差呼称の徹底や訓練の積み重ねによる習熟によっても誤接続の可能性はさらに低減可能である。

以上のような取り組みにより、SA 要員が注水用ヘッダと各接続口を誤接続する可能性は極めて小さいと考えているが、仮に誤接続が発生した場合の検知及び影響について検討を行った。

(2) 誤接続発生時の検知性

a. 現場の SA 要員による検知

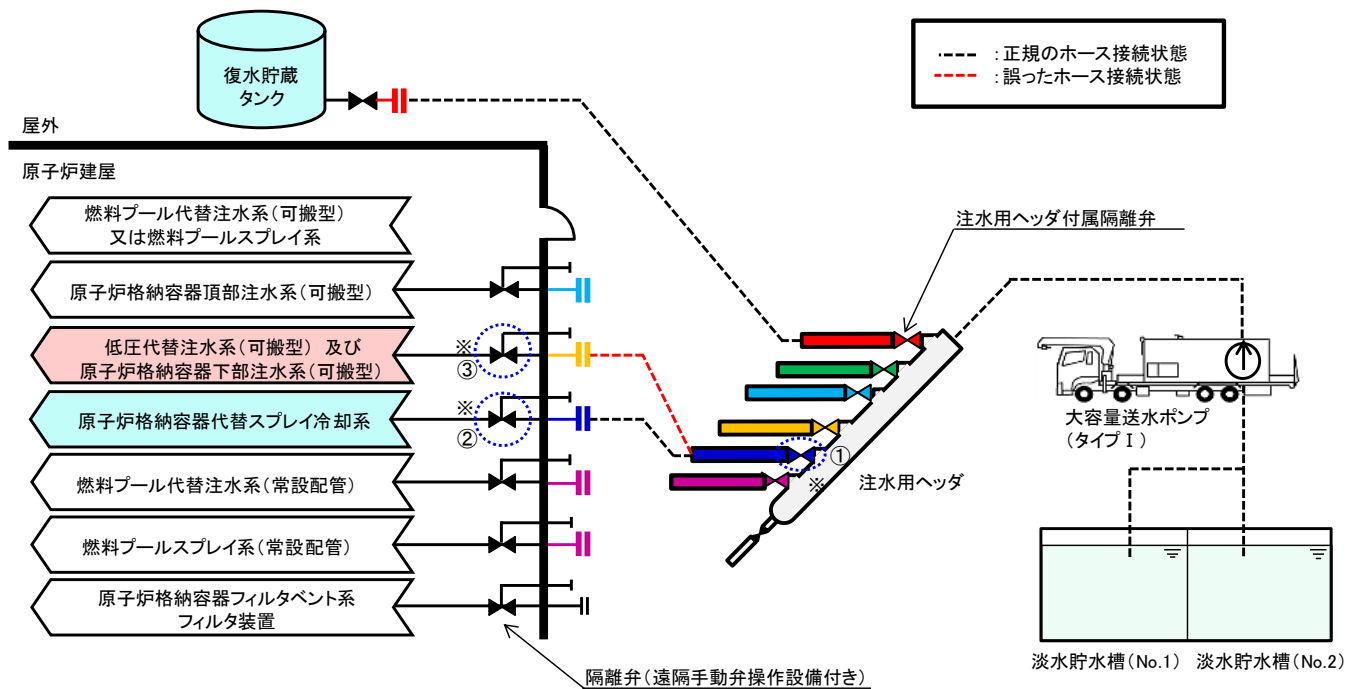
有効性評価において注水用ヘッダを用いて複数系統に対し大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水を行うケースとして、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び復水貯蔵タンクへの補給の同時使用がある。

復水貯蔵タンクへの補給については、ホースを復水貯蔵タンク周りで接続する

系統構成であり原子炉建屋の接続口は使用しないことから誤接続が発生することはない。したがって、ここでは原子炉格納容器代替スプレイ冷却系へ接続すべきホースを低圧代替注水系（可搬型）へ誤接続した場合を仮定し、その接続状態の概要図を図2に示す。

この場合であっても、以下のとおり SA 要員による現場での誤接続の検知が可能である。

- SA 要員はホースの誤接続後、注水用ヘッダ付属の隔離弁（図2①）の開操作を行うが、弁操作位置と原子炉建屋の接続口は目視可能な距離であり、弁操作に伴う送水ライン確認の際に塗装色の相違に気づき、誤接続を検知可能。
- SA 要員は注水用ヘッダ付属の隔離弁（図2①）の開操作後、手順に従い原子炉建屋の隔離弁（図2②）の開操作に向かった際、当該の接続口にホースが接続されていないことに気づき、誤接続を検知可能。
- SA 要員は注水用ヘッダ付属の隔離弁（図2①）の開操作後、仮にホースをたどり接続口に向かい原子炉建屋の隔離弁（図2③）の開操作を行おうとした場合であっても、銘板の付いた操作対象弁と手順書との指差呼称による照合により、誤接続を検知可能。



- ※ 「原子炉格納容器代替スプレイ冷却系」への接続を「低圧代替注水系（可搬型）」へ誤接続した場合、以下の理由によりSA要員による現場での誤接続検知が可能である。
- SA要員はホースの誤接続後、注水用ヘッダ付属の隔離弁（①）の開操作を行うが、弁操作位置と原子炉建屋の接続口は目視可能な距離であり、弁操作に伴う送水ライン確認の際に塗装色の相違に気づき、誤接続を検知。
 - SA要員は注水用ヘッダ付属の隔離弁（①）の開操作後、手順に従い原子炉建屋の隔離弁（②）の開操作に向かった際、当該の接続口にホースが接続されていないことに気づき、誤接続を検知。
 - SA要員は注水用ヘッダ付属の隔離弁（①）の開操作後、仮にホースをたどり接続口に向かい原子炉建屋の隔離弁（③）の開操作を行おうとした場合であっても、銘板の付いた操作対象弁と手順書との指差呼称による照合により、誤接続を検知。

図2 注水用ヘッダの接続状態概要図

b. 中央制御室の運転員による検知

誤接続の発生について SA 要員が現場で検知できなかった場合は、中央制御室の運転員による検知が可能である。中央制御室の運転員は、大容量送水ポンプ（タ

タイプ I) による各注水を開始するタイミングにおいて、注水開始に伴い変動が現れるパラメータ（表 1 参照）を監視しているため、注水開始の連絡が中央制御室に来たにもかかわらず、想定しているパラメータ変化が確認できないことにより誤接続の発生を検知可能である。このように中央制御室にてホースの誤接続を検知した場合には、現場の SA 要員に速やかに誤接続発生連絡を行い、連絡を受けた SA 要員はホース接続状態の確認を行う。

表 1 大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた注水操作時の監視パラメータ

No.	注水手段※	主な監視パラメータ
①	低压代替注水系（可搬型）	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・原子炉水位
②	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・ドライウエル圧力 ・ドライウエル温度
③	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器下部注水流量 ・格納容器下部水位 ・ドライウエル水位
④	燃料プール代替注水系（常設配管）	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール水位／温度 ・使用済燃料プール監視カメラ
⑤	燃料プールのスプレイ系（常設配管） （自主対策設備）	
⑥	原子炉格納容器頂部注水系（可搬型） （自主対策設備）	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉ウエル注水流量 ・原子炉ウエル水位

※ 復水貯蔵タンクへの補給、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系については原子炉建屋の接続口を使用しないことから対象外とした。原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給ラインは他の注水手段とホース径が異なり誤接続が発生する可能性はないことから対象外とした。

(3) 誤接続に伴う影響

仮にホースの誤接続が発生し、誤接続された一部の系統について注水のための系統構成が成立し、誤接続を検知するまでの間注水が行われる可能性があることから、その影響について表 2 にまとめる。表 2 に示すとおり誤接続された系統へ注水が行われた場合でも、その影響は軽微であり問題はない。

表2 誤接続による注水先への影響

誤接続した系統※	誤接続による注水先への影響
低圧代替注水系（可搬型） 原子炉格納容器下部注水系（可搬型） 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	屋外における弁操作により注水に必要な弁が開状態となるが、屋内に設置されている電気作動弁が全閉となっており注水は開始されないため問題はない
燃料プール代替注水系（常設配管） 燃料プールのスプレイ系（常設配管）	屋外における弁操作により注水に必要な弁が開状態となった場合、燃料プールへの注水が開始される。燃料プールへの注水によりスキマサージタンクへ水が流入するため、燃料プールの水位は上昇しないこと及び中央制御室の運転員による誤接続の検知が短期間で可能であることから問題はない
原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）	屋外における弁操作により注水に必要な弁が開状態となった場合、格納容器頂部への注水が開始される。格納容器頂部への注水により原子炉ウェル水位が上昇するが、原子炉ウェルの容積は大きく水位の上昇は緩やかであること及び中央制御室の運転員による誤接続の検知が短期間で可能であることから問題はない

※ 復水貯蔵タンクへの補給、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系については原子炉建屋の接続口を使用しないことから対象外とした。原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給ラインは他の注水手段とホース径が異なり誤接続が発生する可能性はないことから対象外とした。

(4) まとめ

大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水用ヘッドを用いた注水については、誤接続防止のための取り組みを行うことから、誤接続が発生する可能性は極めて小さいものと考えている。しかしながら、仮に誤接続が発生した場合を想定し、その検知性を確認した結果、以下のとおり、現場の SA 要員及び中央制御室の運転員により誤接続の検知は可能と判断でき、また、誤接続された系統へ注水が行われた場合でも問題はないことを確認した。

- ・ホースの誤接続については、ホースの接続状態又は操作対象弁の不一致により、注水操作を開始する前に、SA 要員が現場において自ら検知可能
- ・仮に SA 要員による現場での誤接続検知ができなかった場合においても、各注水を開始するタイミングにおいて中央制御室の運転員が関連するパラメータを監視しており、想定しているパラメータ変化が確認できないことにより、誤接続の検知が可能

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

< 目次 >

1.13.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 水源を利用した対応手段及び設備
 - (a) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備
 - (b) サプレッションチェンバを水源とした対応手段及び設備
 - (c) ろ過水タンクを水源とした対応手段及び設備
 - (d) 淡水貯水槽を水源とした対応手段及び設備
 - (e) 淡水タンクを水源とした対応手段及び設備
 - (f) 海を水源とした対応手段及び設備
 - (g) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備
 - (h) 純水タンクを水源とした対応手段及び設備
 - (i) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備
 - (a) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手段及び設備
 - (b) 淡水貯水槽へ水を補給するための対応手段及び設備
 - (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 水源の切替え
 - (a) 高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - d. 手順等

1.13.2 重大事故等時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

- (1) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順
 - a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - e. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器頂部への注水
- (2) サプレッションチェンバを水源とした対応手順
 - a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. サプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱
 - d. サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱
- (3) ろ過水タンクを水源とした対応手順
- a. ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - b. ろ過水タンクを水源としたろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水
 - c. ろ過水タンクを水源としたろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水
- (4) 淡水貯水槽を水源とした対応手順
- a. 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水
 - b. 淡水貯水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給
 - e. 淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水
 - g. 淡水貯水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ
- (5) 淡水タンクを水源とした対応手順
- a. 淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる送水
 - b. 淡水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 淡水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 淡水タンクを水源とした原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給
 - e. 淡水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 淡水タンクを水源とした原子炉格納容器頂部への注水
 - g. 淡水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ
- (6) 海を水源とした対応手順
- a. 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種注水）
 - b. 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種供給）
 - c. 海を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - d. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - e. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 海を水源とした原子炉格納容器頂部への注水
 - g. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ
 - h. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送
 - i. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制
 - j. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

- (7) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順
 - a. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入
- (8) 純水タンクを水源とした対応手順
 - a. 純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
- 1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順
 - (1) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順
 - a. 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給
 - b. 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給
 - c. 海から復水貯蔵タンクへの補給
 - (2) 淡水貯水槽へ水を補給するための対応手順
 - a. 海から淡水貯水槽への補給
- 1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順
 - (1) 高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
- 1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順
- 1.13.2.5 重大事故等時の対応手段の選択
 - (1) 水源を利用した対応手段
 - (2) 水源へ水を補給するための対応手段
 - a. 復水貯蔵タンクへの補給
 - b. 淡水貯水槽への補給

添付資料 1.13.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.13.2 重大事故等対策の成立性

1. 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水
2. 淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる送水
3. 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種注水）
4. 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種供給）
5. 復水貯蔵タンクへの補給
6. 淡水貯水槽への補給

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が示されていること。

【解釈】

- 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
 - b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
 - c) 海を水源として利用できること。
 - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
 - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
 - f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は、サプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクである。重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な対処設備を整備しており、ここでは、これら対処設備を活用した手順等について説明する。

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクを設置する。

原子炉格納容器内の冷却が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッションチェンバを設置する。

これらの設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は、その機能を代替するために、各水源が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.13.1図）。

また、原子炉圧力容器へのほう酸水注入、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、代替循環冷却系による除熱、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーが必要な場合の対応手段及び重大事故等対処設備を設定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{*}を選定する。

※ 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たしていないため全てのプラント状況で使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、サプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクの故障を想定する。

これらの水源に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備、自主対策設備及び整理する手順についての関係を第1.13.1表に整理する。

a. 水源を利用した対応手段及び設備

(a) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として復水貯蔵タンクを利用する。重大事故等時において、サブプレッションチェンバを水源として利用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器頂部への注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.2 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手順等」、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系（高圧代替注水系ポンプ）
- ・ 原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）
- ・ 高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）
- ・ 制御棒駆動水系（制御棒駆動水ポンプ）

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）
- ・ 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水補給水系（復水移送ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器頂部注水系（常設）（燃料プール補給水ポンプ）

(b) サプレッションチェンバを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源としてサプレッションチェンバを利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵タンクを水源として利用できない場合は、サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.2 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手順等」、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）
- ・ 低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）

サプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）

サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替循環冷却系（代替循環冷却ポンプ）

(c) ろ過水タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源としてろ過水タンクを利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源として利用できない場合は、ろ過水タンクを水源としてろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水系（ろ過水ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水系（ろ過水ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水系（ろ過水ポンプ）

(d) 淡水貯水槽を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを水源として利用できない場合は、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源として大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、淡水貯水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧代替注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース・注水用ヘッド・接続口等）

淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース・注水用ヘッド・接続口等）

淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・ ホース延長回収車
- ・ ホース・注水用ヘッド・接続口

淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース・注水用ヘッド・接続口等）

淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース・注水用ヘッド・接続口等）

淡水貯水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料プール代替注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース・注水用ヘッド等）
- ・ 燃料プール代替注水系（常設配管）（大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース・注水用ヘッド等）
- ・ 燃料プールのスプレイ系（大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース・注水用ヘッド、スプレイノズル等）

なお、上記淡水貯水槽を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を淡水貯水槽へ補給し使用することも可能である。ただし、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給は淡水のみを利用する。

(e) 淡水タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として淡水タンク（ろ過水タンク，純水タンク及び原水タンク）を利用する。

重大事故等時において，復水貯蔵タンク，サプレッションチェンバ，淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源として利用できない場合は，淡水タンクを水源として大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，淡水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧代替注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及びホース・注水用ヘッダ・接続口等）

淡水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及びホース・注水用ヘッダ・接続口等）

淡水タンクを水源とした原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口

淡水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及びホース・注水用ヘッダ・接続口等）

淡水タンクを水源とした原子炉格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及びホース・注水用ヘッダ・接続口等）

淡水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール代替注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及びホース・注水用ヘッダ等）
- ・燃料プール代替注水系（常設配管）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及びホース・注水用ヘッダ等）
- ・燃料プールのスプレー系（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、ホース・注水用ヘッダ、スプレーノズル等）

(f) 海を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として海を利用する。

重大事故時において、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを水源として利用できない場合は、海を水源として大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いた原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーを行う手段がある。

また、重大事故等時において海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送す

るための手順等」, 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」, 「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」, 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」, 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

海を水源とした大容量送水ポンプによる送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
- ・ホース延長回収車
- ・取水口
- ・取水路
- ・海水ポンプ室
- ・ホース・除熱用ヘッダ・注水用ヘッダ・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、海を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧代替注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）, ホース・注水用ヘッダ・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）, ホース・注水用ヘッダ・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）, ホース・注水用ヘッダ・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ）, ホース・注水用ヘッダ・接続口等）

海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール代替注水系（可搬型）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ），ホース・注水用ヘッダ等）
- ・燃料プール代替注水系（常設配管）（大容量送水ポンプ（タイプⅠ），ホース・注水用ヘッダ等）
- ・燃料プールのスプレイ系（大容量送水ポンプ（タイプⅠ），ホース・注水用ヘッダ及びスプレイノズル等）

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機代替冷却水系（大容量送水ポンプ（タイプⅠ），熱交換器ユニット，ホース・除熱用ヘッダ・接続口等）

海を水源とした大気への拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

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

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
- ・ホース延長回収車
- ・放水砲
- ・ホース
- ・泡消火薬剤混合装置
- ・取水口
- ・取水路
- ・海水ポンプ室
- ・燃料補給設備

(g) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において，ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」、「1.2 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手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系（ほう酸水注入系ポンプ）

(h) 純水タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として純水タンクを利用する。

重大事故等時において、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として利用できない場合は、純水タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.2 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手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記 (a) ～ (h) で述べた水源のうち、復水貯蔵タンク、サブプレッションチェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) は本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

また、水源を利用した対応手段で使用する設備の整理については、各条文の整理と同様である。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源から、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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

- ・淡水タンク

耐震性は確保されていないが、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備

(a) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手段及び設備

通常時の復水貯蔵タンクへの補給は純水移送ポンプにて実施するが、重大事故等時の復水貯蔵タンクへの水の補給は、淡水貯水槽 (No. 1)、淡水貯水槽 (No. 2)、淡水タンク又は海から、大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) を用いて補給する手段がある。

i. 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給

淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) による復水貯蔵タンクへの補給に使用する設備は以下のとおり。なお、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) による復水貯蔵タンクへの補給は、淡水貯水槽内の淡水を使用する手段だけでなく、大容量送水ポンプ (タイプ II) により淡水貯水槽へ補給した海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いて補給する手段もある。

- ・大容量送水ポンプ (タイプ I)
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・補給水系配管・弁
- ・淡水貯水槽 (No. 1)
- ・淡水貯水槽 (No. 2)
- ・復水貯蔵タンク
- ・燃料補給設備

ii. 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給

淡水タンクから大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) を用いて復水貯蔵タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ (タイプ I)
- ・大容量送水ポンプ (タイプ II)
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・補給水系配管・弁
- ・淡水タンク※
- ・復水貯蔵タンク
- ・燃料補給設備

※ 淡水タンク：ろ過水タンク、純水タンク及び原水タンクを示す。

iii. 海から復水貯蔵タンクへの補給

海から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて復水貯蔵タンクへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・補給水系配管・弁
- ・復水貯蔵タンク
- ・取水口
- ・取水路
- ・海水ポンプ室
- ・燃料補給設備

(b) 淡水貯水槽へ水を補給するための対応手段及び設備

重大事故等の収束のために淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源として使用する場合は，海から大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）へ補給する手段がある。

海から淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・取水口
- ・取水路
- ・海水ポンプ室
- ・燃料補給設備

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

復水貯蔵タンクへの補給に使用する設備のうち，大容量送水ポンプ（タイプⅠ），ホース延長回収車，ホース・注水用ヘッダ・接続口，補給水系配管・弁，復水貯蔵タンク，取水口，取水路，海水ポンプ室及び燃料補給設備は，重大事故等対処設備として位置付ける。

淡水貯水槽への補給に使用する設備のうち，大容量送水ポンプ（タイプⅡ），ホース延長回収車，ホース，取水口，取水路，海水ポンプ室及び燃料補給設備は，重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水

貯水槽 (No. 2) は本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置) として位置付ける。

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

(添付資料 1. 13. 1)

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を確保することが可能である。

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

- ・淡水タンク (純水タンク、ろ過水タンク及び原水タンク)

耐震性が確保されておらず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合において、設備が健全であれば淡水タンクの水を復水貯蔵タンクへ補給する手段として有効である。

c. 水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、各水源への補給手段を整備しているが、補給が不可能な場合は水源を切り替える手段がある。

(a) 高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

重大事故等対処設備 (設計基準拡張) である高圧炉心スプレイ系の水源は、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバであり、通常時は復水貯蔵タンクが水源として選択されている。サプレッションチェンバの水位高の信号が発生した場合、又は復水貯蔵タンクの水位低の信号が発生した場合は、水源がサプレッションチェンバへ自動で切り替わる。また、高圧炉心スプレイ系の確実な運転継続を確保する観点から、サプレッションチェンバプール水の温度が高圧炉心スプレイ系の設計温度を超える前に中央制御室からの手動操作により水源を復水貯蔵タンクへ切り替える。

なお、自動及び手動操作による水源の切替えは、運転中の高圧炉心スプレイ系を停止することなく切り替えることが可能である。

高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵タンク
- ・サプレッションチェンバ
- ・高圧炉心スプレイ系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備のうち、復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバは重大事故等対処設備として位置付ける。また、高圧炉心スプレイ系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は本条文【解釈】 1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を確保することができる。

d. 手順等

上記「a. 水源を利用した対応手段及び設備」、 「b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備」及び「c. 水源の切替え」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として重大事故等対応要領書に定める。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第 1. 13. 2 表）。

1. 13. 2 重大事故等時の手順

1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順

(1) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器頂部への注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，高圧代替注水系及び制御棒駆動水压系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位低（レベル2））による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

【1. 2. 2. 4(1)】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については，「1. 2. 2. 4(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については，「1. 2. 2. 4(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については，「1. 2. 2. 4(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位低（レベル2）又はドライウエル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し，復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

【1. 2. 2. 4(2)】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(c) 高圧代替注水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。

【1. 2. 2. 1(1)a.】

【1. 8. 2. 2(1)d.】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1. 2. 2. 1(1)a 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

(ii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1. 8. 2. 2(1)d 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水

操作手順については、「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

(ii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水

操作手順については、「1.8.2.2(1)d. 高圧代替注水注水系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水

操作の成立性については、「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

(ii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水

操作の成立性については、「1.8.2.2(1)d. 高圧代替注水注水系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

(d) 高圧代替注水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水（現場手動操作）

復水給水系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

【1.2.2.1(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.2.2.1(1)b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.2.2.1(1)b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.2.2.1(1)b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

(e) 制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（進展抑制）

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水水系含む）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に落下した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

【1.2.2.3(1)b.】

【1.8.2.2(1)f.】

i. 手順着手の判断基準

(i) 全交流動力電源喪失又は高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1.2.2.3(1)b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1)f. 制御棒駆動水圧系による原子炉力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 全交流動力電源喪失又は高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1.2.2.3(1)b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1. 8. 2. 2(1)f. 制御棒駆動水圧系による原子炉力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 全交流動力電源喪失又は高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

操作の成立性については、「1. 2. 2. 3(1)b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

操作の成立性については、「1. 8. 2. 2(1)f. 制御棒駆動水圧系による原子炉力容器への注水」にて整備する。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

復水給水系及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、残留熱除去系（低圧注水モード）が故障により使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への代替注水を同時並行で準備する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、上記代替注水手段のうちポンプ1台以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水（残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管が使用可能である場合は、原子炉ヘッドスプレイ水により残存した熔融炉心を冷却する。）することで残存した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。

また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。

【1. 4. 2. 1(1)a. (a) i】

【1. 4. 2. 1(1)a. (a) ii】

【1. 4. 2. 1(3)a. (a)】

【1. 8. 2. 2(1)a.】

(a) 低圧代替注水系（常設）による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容

器への注水

i. 手順着手の判断基準

(i) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1.4.2.1(1)a.(a) i 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水[全交流動力電源が喪失している場合]

手順着手の判断基準については、「1.4.2.1(1)a.(a) ii 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(iii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1.4.2.1(3)a.(a) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iv) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1)a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1.4.2.1(1)a.(a) i 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水[全交流動力電源が喪失している場合]

操作手順については、「1.4.2.1(1)a.(a) ii 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(iii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1.4.2.1(3)a.(a) 低圧代替注水系（常設）（復

水移送ポンプ) による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

- (iv) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水
操作手順については、「1.8.2.2(1)a. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

- (i) 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉压力容器への注水

操作の成立性については、「1.4.2.1(1)a. (a) i 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

- (ii) 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉压力容器への注水 [全交流動力電源が喪失している場合]

操作の成立性については、「1.4.2.1(1)a. (a) ii 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

- (iii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉压力容器への注水

操作の成立性については、「1.4.2.1(3)a. (a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

- (iv) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水

操作の成立性については、「1.8.2.2(1)a. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

c. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系 (格納容器スプレー冷却モード) が故障により使用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプによりドライウエル内にスプレーする。

【1.6.2.1(1)a. (b)】

- (a) 復水移送ポンプによる復水貯蔵タンクを水源としたドライウエル内へのスプレー

i. 手順着手の判断基準

(i) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ (炉心損傷判断前)
手順着手の判断基準については、「1.6.2.1(1)a.(b) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ (炉心損傷判断後)
手順着手の判断基準については、「1.6.2.1(1)a.(b) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ (炉心損傷判断前)
操作手順については、「1.6.2.1(1)a.(b) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ (炉心損傷判断後)
操作手順については、「1.6.2.1(1)a.(b) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ (炉心損傷判断前)
操作の成立性については、「1.6.2.1(1)a.(b) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ (炉心損傷判断後)
操作の成立性については、「1.6.2.1(1)a.(b) 復水移送ポンプによるドライウェル内へのスプレイ」にて整備する。

d. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、原子炉格納容器下部注水系（常設）がある。

(a) 原子炉格納容器下部注水系（常設）による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができない場合、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉

心を冠水冷却するため、ドライウエル水位を監視し必要に応じて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

【1.8.2.1(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作手順については、「1.8.2.1(1)a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作手順については、「1.8.2.1(1)a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作の成立性については、「1.8.2.1(1)a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作の成立性については、「1.8.2.1(1)a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

e. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器頂部への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器頂部への注水手段としては、原子炉格納容器頂部注水系（常設）がある。

(a) 原子炉格納容器頂部注水系（常設）による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉ウエルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部の冷却によりドライウエル主フンジのシール材熱劣化を緩和し、ドライウエル主フラ

ンジから原子炉建屋原子炉棟内への水素ガス漏えいを抑制するため、復水貯蔵タンクを水源として、燃料プール補給水ポンプにより、補給水系、高圧炉心スプレイ系、燃料プール補給水系及び燃料プール冷却浄化系を經由して原子炉ウェルへ注水を実施する。

【1. 10. 2. 1(2)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 10. 2. 1(2)a. 原子炉格納容器頂部注水系（常設）によるウェルへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 10. 2. 1(2)a. 原子炉格納容器頂部注水系（常設）によるウェルへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 10. 2. 1(2)a. 原子炉格納容器頂部注水系（常設）によるウェルへの注水」にて整備する。

(2) サプレッションチェンバを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の除熱及び代替循環冷却を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては高圧炉心スプレイ系がある。

(a) 高圧炉心スプレイ系によるサプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

【1. 2. 2. 4(2)】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系が健全な場合、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、サブプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水する。

【1. 4. 2. 3(1)】

【1. 4. 2. 1(2)a. (a)】

i. 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1. 4. 2. 3(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1. 4. 2. 1(2)a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1. 4. 2. 3(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1. 4. 2. 1(2)a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

操作の成立性については、「1. 4. 2. 3(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

操作の成立性については、「1. 4. 2. 1(2)a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

【1. 4. 2. 3(2)】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 4. 2. 3(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 4. 2. 3(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 4. 2. 3(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

c. サプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

サブプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱手段としては

残留熱除去系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が健全な場合、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、サプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

【1. 6. 2. 3(1)】

【1. 6. 2. 1(2)a. (a)】

【1. 6. 2. 2(2)a. (a)】

i. 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内へのスプレイ

手順着手の判断基準については、「1. 6. 2. 3(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

手順着手の判断基準については、「1. 6. 2. 1(2)a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

手順着手の判断基準については、「1. 6. 2. 2(2)a. (a) 残留熱除去系電

源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内へのスプレイ

操作手順については、「1.6.2.3(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

操作手順については、「1.6.2.1(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

操作手順については、「1.6.2.2(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内へのスプレイ

操作の成立性については、「1.6.2.3(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

操作の成立性については、「1.6.2.1(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

操作の成立性については、「1.6.2.2(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

(b) 残留熱除去系によるサブプレッションチェンバプール水の除熱

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を起動し、サブプレッションプールの除熱を実施する。

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）に

よるサブプレッションプールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）にてサブプレッションプールの除熱を実施する。

【1.6.2.3(2)】

【1.6.2.1(2)a.(b)】

【1.6.2.2(2)a.(b)】

i. 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッションプールの除熱

手順着手の判断基準については、「1.6.2.3(2) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱」にて整備する。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱（炉心損傷前）

手順着手の判断基準については、「1.6.2.1(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱」にて整備する。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱（炉心損傷後）

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッションプールの除熱

操作手順については、「1.6.2.3(2) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱」にて整備する。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱（炉心損傷前）

操作手順については、「1.6.2.1(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱」にて整備する。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱（炉心損傷後）

操作手順については、「1.6.2.2(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッションプールの除熱

操作の成立性については、「1.6.2.3(2) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱」にて整備する。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱（炉心損傷前）
操作の成立性については、「1.6.2.1(2)a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱」にて整備する。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱（炉心損傷後）
操作の成立性については、「1.6.2.2(2)a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱」にて整備する。

d. サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱

サブプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱手段については、代替循環冷却系がある。

(a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

【1.7.2.1(2)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.7.2.1(2)a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.7.2.1(2)a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.7.2.1(2)a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

(b) 代替循環冷却系使用時における原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために代替循環冷却系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却水系により補機

冷却水を確保し、代替循環冷却系で使用する代替循環冷却ポンプ及び残留熱除去系熱交換器 (A) へ供給する。

【1. 7. 2. 1(2)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 7. 2. 1(2)b. 代替循環冷却系使用時における原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 7. 2. 1(2)b. 代替循環冷却系使用時における原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 7. 2. 1(2)b. 代替循環冷却系使用時における原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」にて整備する。

(3) ろ過水タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としてはろ過水系がある。

(a) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

復水給水系及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、残留熱除去系（低圧注水モード）が故障により使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への代替注水を同時並行で準備する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、上記代替注水手段のうちポンプ1台以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水給水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）による、原子炉圧力容器への注水ができない場合は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水を実施する。

【1. 4. 2. 1(1)a. (c)】

【1. 4. 2. 1(3)a. (c)】

【1. 8. 2. 2(1)c.】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉圧力容器への注水機能喪失時のろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1.4.2.1(1)a.(c)ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のためのろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1.4.2.1(3)a.(c)ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するためのろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1)c.ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉圧力容器への注水機能喪失時のろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1.4.2.1(1)a.(c)ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のためのろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1.4.2.1(3)a.(c)ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するためのろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1.8.2.2(1)c.ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉圧力容器への注水機能喪失時のろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

操作の成立性については、「1.4.2.1(1)a.(c)ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存熔融炉心の冷却のためのろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

操作の成立性については、「1.4.2.1(3)a.(c)ろ過水ポンプによる残存熔融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するためのろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

操作の成立性については、「1.8.2.2(1)c.ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注」にて整備する。

b. ろ過水タンクを水源としたろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

(a) ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができない場合、原子炉格納容器の損傷を防止するため、ろ過水ポンプにより原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、予め原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ドライウエル水位を監視し必要に応じて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

【1.8.2.1(1)c.】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)c.ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)c.ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作手順については、「1.8.2.1(1)c.ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作手順については、「1.8.2.1(1)c.ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作の成立性については、「1.8.2.1(1)c. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作の成立性については、「1.8.2.1(1)c. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

c. ろ過水タンクを水源としたろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

(a) ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、若しくは使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、ろ過水タンクを水源としてろ過水ポンプにより使用済燃料プールへの注水を実施する。

【1.11.2.1(1)c.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.1(1)c. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.11.2.1(1)c. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.1(1)c. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

(4) 淡水貯水槽を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2)を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

a. 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に大容量送水ポンプ（タイプ I）による各種注水/補給を行う。

本手順では重大事故等対応要員による水源特定，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，接続口までのホース接続及び大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水までの手順を整備し，接続口からの注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，1.13.2.1(4)b. ～ 1.13.2.1(4)g. ， 1.13.2.2(1)a. に示す。）

大容量送水ポンプ（タイプ I）の水源は淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を優先して使用する。淡水による各種注水が枯渇により継続できないおそれがある場合は，淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）に補給した海水による各種注水に切り替えるが，淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を經由して注水が必要な箇所へ送水することにより，各種注水を継続しながら淡水から海水に切替えが可能である。ただし，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給は，淡水補給のみとする。なお，淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への補給は，「1.13.2.2(2)a. 海から淡水貯水槽への補給」の手順にて実施する。

水源特定，大容量送水ポンプ（タイプ I）設置，建屋接続口までのホース接続，送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から接続口までの距離によりホース数量が決まる。なお，水源と接続口の選択は，水源と接続口の距離が最短となる組合せを優先して選択する。（燃料プール代替注水系及び燃料プールのプレイ系については，送水先が建屋接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵タンク，サプレッションチェンバ及びろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。また，フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13.2 図に，タイムチャートを第 1.13.3 図に示す。

- ① 発電所対策本部は，プラントの被災状況に応じて，大容量送水ポンプ（タイプ I）による淡水貯水槽を水源とした各種注水/補給を行うことを決定し，各種注水/補給のための接続口の場所及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の淡水貯水槽への設置を決定し，重大事故等対応要員に大容量送水ポンプ（タイプ I）による淡水の供給の準備開始を指示する
- ② 重大事故等対応要員は，指示を受けた淡水貯水槽へ大容量送水ポンプ（タ

イブ I) を移動させる。

- ③ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の付属品を所定の場所に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）にホースを接続し、ミニマムフローラインを構成する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の水中ポンプにホースを接続し、水中ポンプを淡水貯水槽取水箇所へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車で注水用ヘッドを運搬し、原子炉建屋付近に設置する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車を使用し大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッドまでのホースを敷設する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、各接続先にホースを接続し、水の供給先に応じて必要な系統構成を実施する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）による淡水の供給準備完了を発電所対策本部へ報告する。
- ⑩ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に淡水貯水槽からの淡水の送水開始を指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動及び水の供給先に応じた注水用ヘッド付属の流量調整弁の開操作により淡水貯水槽の水の送水を開始し、発電所対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプ I）による淡水貯水槽からの淡水の供給開始まで 6 時間 25 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

(添付資料 1. 13. 2)

b. 淡水貯水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による淡水貯水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失した場合、炉心の著しい損傷時に、残存熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の原子炉

格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、低圧代替注水系（可搬型）を起動し、淡水貯水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

【1. 4. 2. 1(1)a. (b)】

【1. 4. 2. 1(3)a. (b)】

【1. 8. 2. 2(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

(i) 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水

手順着手の判断基準については、「1. 4. 2. 1(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水

手順着手の判断基準については、「1. 4. 2. 1(3)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1. 8. 2. 2(1)b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水

操作手順については、「1. 4. 2. 1(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水

操作手順については、「1. 4. 2. 1(3)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

操作手順については、「1. 8. 2. 2(1)b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水

操作の成立性については、「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水

操作の成立性については、「1.4.2.1(3)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

操作の成立性については、「1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

c. 淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

(a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系による淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレーを実施する。

【1.6.2.1(1)a.(a)】

【1.6.2.2(1)a.(a)】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレー（炉心損傷前）

手順着手の判断基準については、「1.6.2.1(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウエル内へのスプレー」にて整備する。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレー（炉心損傷後）

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系によるドライウエル内へのスプレー」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるドライウエルス

プレイ（炉心損傷前）

操作手順については、「1. 6. 2. 1(1)a. (a)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷後）

操作手順については、「1. 6. 2. 2(1)a. (a)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷前）

操作の成立性については、「1. 6. 2. 1(1)a. (a)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷後）

操作の成立性については、「1. 6. 2. 2(1)a. (a)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

d. 淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給手段としては大容量送水ポンプ（タイプ I）による水補給がある。

(a) フィルタ装置への水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位（許容最小水量）に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置への水補給を実施する。

【1. 5. 2. 1(1)a. (a) ii.】

【1. 5. 2. 1(1)a. (b) ii.】

【1. 7. 2. 1 (1) a. (b)】

【1. 7. 2. 1 (1) b. (b)】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 5. 2. 1(1)a. (a) ii. フィルタ装置への水補給」及び「1. 7. 2. 1 (1) a. (b) フィルタ装置への水補給」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.5.2.1(1)a.(a)ii.フィルタ装置への水補給」及び「1.7.2.1(1)a.(b)フィルタ装置への水補給」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.5.2.1(1)a.(a)ii.フィルタ装置への水補給」及び「1.7.2.1(1)a.(b)フィルタ装置への水補給」にて整備する。

e. 淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては原子炉格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の損傷を防止するため原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、予め原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ドライウェル水位を監視し必要に応じて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

【1.8.2.1(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作手順については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作手順については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可

搬型)による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作の成立性については、「1. 8. 2. 1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作の成立性については、「1. 8. 2. 1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

f. 淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水

淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水手段としては、原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型)がある。

(a) 原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型)による原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制するため、淡水貯水槽を水源とし、大容量送水ポンプ (タイプ I)により、ホース・注水用ヘッド及び燃料プール冷却浄化系配管を經由して、原子炉ウェルへ注水を実施する。

【1. 10. 2. 1(2)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 10. 2. 1(2)b. 原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型)によるウェルへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 10. 2. 1(2)b. 原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型)によるウェルへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 10. 2. 1(2)b. 原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型)によるウェルへの注水」にて整備する。

g. 淡水貯水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー

淡水貯水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手段としては、燃料プール代替注水系及び燃料プールスプレー系がある。

(a) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源とし，大容量送水ポンプ（タイプ I）により，ホース・注水用ヘッドを經由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

【1. 11. 2. 1(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

操作の成立性については，「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については，「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については，「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

(b) 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源とし，大容量送水ポンプ（タイプ I）により，ホース・注水用ヘッド，燃料プール注水接続口及び燃料プール代替注水系（常設配管）の配管を經由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

【1. 11. 2. 1(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については，「1. 11. 2. 1(1)b. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については，「1. 11. 2. 1(1)b. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.1(1)b. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

(c) 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因による使用済燃料プールの水位の異常な低下が発生した場合において、使用済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、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を水源とし、大容量送水ポンプ（タイプI）により、ホース・注水用ヘッダ及びスプレイノズルを經由して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

【1.11.2.2(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

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

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因による使用済燃料プールの水位の異常な低下が発生した場合において、使用済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、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を水源とし、大容量送水ポンプ（タイプI）により、ホース・注水用ヘッダ、燃料プールのスプレイ接続口及び燃料プールのスプレイ系（常設配管）の配管を經由して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

【1.11.2.2(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.2(1)b. 燃料プールのスプレイ系

(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレー」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 11. 2. 2(1)b. 燃料プールスプレー系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレー」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 11. 2. 2(1)b. 燃料プールスプレー系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレー」にて整備する。

(5) 淡水タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、ろ過水タンク、純水タンク及び原水タンク(以下「淡水タンク」という。)を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーを行う手順を整備する。

a. 淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる送水

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に大容量送水ポンプ(タイプⅠ又はタイプⅡ)による各種注水/補給を行う。

本手順では重大事故等対応要員による水源特定、大容量送水ポンプ(タイプⅠ又はタイプⅡ)の設置、接続口までのホース接続及び大容量送水ポンプ(タイプⅠ又はタイプⅡ)による送水までの手順を整備し、接続口からの注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。(手順のリンク先については、1. 13. 2. 1(5)b. ~1. 13. 2. 1(5)g. , 1. 13. 2. 2(1)b. に示す。)

水源特定、大容量送水ポンプ(タイプⅠ又はタイプⅡ)の設置、建屋接続口までのホース接続、送水の一連の流れはどの対応においても同じであり、水源から接続口までの距離によりホース数量が決まる。なお、水源と接続口の選択は、水源と接続口の距離が最短となる組合せを優先して選択する。(燃料プール代替注水系及び燃料プールスプレー系については、送水先が建屋接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。)

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ及び淡水貯水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水/補給ができない場合。また、フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13.4 図に、タイムチャートを第 1.13.5 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、プラントの被災状況に応じて、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による淡水タンクを水源とした各種注水/補給を行うことを決定し、各種注水/補給のための接続口の場所及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）のろ過水タンクへの設置を決定し、重大事故等対応要員に大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による淡水の供給の準備開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、指示を受けたろ過水タンク付近へ大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）を移動させる。
- ③ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の付属品を所定の場所に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）にホースを接続し、ミニマムフローラインを構成する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の水中ポンプにホースを接続し、水中ポンプをろ過水タンクの接続箇所へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車で注水用ヘッダを運搬し、原子炉建屋付近に設置する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車を使用し大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）から注水用ヘッダまでのホースを敷設する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、各接続先にホースを接続し、水の供給先に応じて必要な系統構成を実施する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による淡水の供給準備完了を発電所対策本部へ報告する。
- ⑩ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に淡水タンクからの淡水の送水開始を指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、現場にてろ過水タンク非常用接続端止め弁（大容量送水ポンプ用）及びろ過水タンク非常用戻り側接続端止め弁（大容量水ポンプ用）の全開操作、及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）を起動し、ろ過水タンクから大容量水ポンプ（タイプⅠ）までの系統構成を実施する。
- ⑫ 水の供給先に応じた注水用ヘッダ付属の流量調整弁の開操作により淡水タンクの水の送水を開始し、発電所対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプ I 又はタイプ II）による淡水タンクからの淡水の供給開始まで 6 時間 25 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I 又はタイプ II）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

(添付資料 1. 13. 2)

b. 淡水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による淡水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失した場合、炉心の著しい損傷時に、残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は炉心の著しい損傷発生時に、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、低圧代替注水系（可搬型）を起動し、淡水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

【1. 4. 2. 1(1)a. (b)】

【1. 4. 2. 1(3)a. (b)】

【1. 8. 2. 2(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

(i) 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水

手順着手の判断基準については、「1. 4. 2. 1(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水

手順着手の判断基準については、「1. 4. 2. 1(3)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1. 8. 2. 2(1)b. 低圧代替注水系（可

搬型)による原子炉力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失時の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器へ注水

操作手順については、「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器へ注水

操作手順については、「1.4.2.1(3)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水

操作手順については、「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失時の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器へ注水

操作の成立性については、「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器へ注水

操作の成立性については、「1.4.2.1(3)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水

操作の成立性については、「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉力容器への注水」にて整備する。

c. 淡水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

(a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系による淡水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、淡水タンクを水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイを実施する。

なお、外部からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

【1. 6. 2. 1(1)a. (a)】

【1. 6. 2. 2(1)a. (a)】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷前）

手順着手の判断基準については、「1. 6. 2. 1(1)a. (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷後）

手順着手の判断基準については、「1. 6. 2. 2(1)a. (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷前）

操作手順については、「1. 6. 2. 1(1)a. (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷後）

操作手順については、「1. 6. 2. 2(1)a. (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷前）

操作の成立性については、「1. 6. 2. 1(1)a. (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷後）

操作の成立性については、「1. 6. 2. 2(1)a. (a) 原子炉格納容器代替スプ

レイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

d. 淡水タンクを水源とした原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

淡水タンクを水源とした原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給手段としては大容量送水ポンプ（タイプ I）による水補給がある。

(a) フィルタ装置への水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位（許容最小水量）に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置への水補給を実施する。

【1.5.2.1(1)a. (a) ii.】

【1.5.2.1(1)a. (b) ii.】

【1.7.2.1 (1) a. (b)】

【1.7.2.1 (1) b. (b)】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.5.2.1 (1) a. (a) ii フィルタ装置への水補給」及び「1.7.2.1(1)a. (b) フィルタ装置への水補給」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.5.2.1 (1) a. (a) ii フィルタ装置への水補給」及び「1.7.2.1(1)a. (b) フィルタ装置への水補給」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.5.2.1 (1) a. (a) ii フィルタ装置への水補給」及び「1.7.2.1(1)a. (b) フィルタ装置への水補給」にて整備する。

e. 淡水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

淡水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては原子炉格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による淡水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の損傷を防止するため原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合にお

いて、予め原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ドライウエル水位を監視し必要に応じて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

【 1.8.2.1(1)b. 】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作手順については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作手順については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作の成立性については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作の成立性については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

f. 淡水タンクを水源とした原子炉格納容器頂部への注水

淡水タンクを水源とした原子炉格納容器頂部への注水手段としては、原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a) 原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却す

ることで原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制するため、淡水タンクを水源とし、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）により、ホース・注水用ヘッド及び燃料プール冷却浄化系配管を經由して、原子炉ウエルへ注水を実施する。

【1. 10. 2. 1(2)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 10. 2. 1(2)b. 原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 10. 2. 1(2)b. 原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 10. 2. 1(2)b. 原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水」にて整備する。

g. 淡水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー

淡水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手段としては、燃料プール代替注水系及び燃料プールスプレー系がある。

(a) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、淡水タンクを水源とし、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）により、ホース・注水用ヘッドを經由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

【1. 11. 2. 1(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

(b) 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，淡水タンクを水源とし，大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）により，ホース・注水用ヘッダ，燃料プール注水接続口及び燃料プール代替注水系（常設配管）の配管を経由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

【1. 11. 2. 1(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 11. 2. 1(1)b. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 11. 2. 1(1)b. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 11. 2. 1(1)b. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

(c) 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因による使用済燃料プールの水位の異常な低下が発生した場合において，使用済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，淡水タンクを水源とし，大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）により，ホース・注水用ヘッダ及びスプレイノズルを経由して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

【1. 11. 2. 2(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 11. 2. 2(1)a. 燃料プールスプレイ系

による使用済燃料プールへのスプレー」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プールスプレー系による使用済燃料プールへのスプレー」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プールスプレー系による使用済燃料プールへのスプレー」にて整備する。

- (d) 燃料プールスプレー系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレー
使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因による使用済燃料プールの水位の異常な低下が発生した場合において、使用済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、淡水タンクを水源とし、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）により、ホース・注水用ヘッダ、燃料プールスプレー接続口及び燃料プールスプレー系（常設配管）の配管を経由して使用済燃料プールへのスプレーを実施する。

【1.11.2.2(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.2(1)b. 燃料プールスプレー系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレー」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.11.2.2(1)b. 燃料プールスプレー系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレー」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.2(1)b. 燃料プールスプレー系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレー」にて整備する。

(6) 海を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、海を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーを行う手順を整備する。

重大事故等が発生した場合において、海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火

を行う手順を整備する。

a. 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種注水）

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に大容量送水ポンプ（タイプ I）による各種注水を行う。

本手順では重大事故等対応要員による水源特定，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，接続口までのホース接続及び大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水までの手順を整備し，接続口からの注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，1.13.2.1(6)c.～1.13.2.1(6)f.，1.13.2.2(1)c.に示す。）

水源特定，接続口までのホース接続，送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から供給先までの距離によりホース数量が決まる。なお，水源と接続口の選択は，水源と接続口の距離が最短となる組合せを優先して選択する。（燃料プール代替注水系及び燃料プールスプレイ系については，送水先が建屋接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵タンク，サブレッションチェンバ，ろ過水タンク，淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。

(b) 操作手順

大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第1.13.6図に，タイムチャートを第1.13.7図及び第1.13.8図に示す。

- ① 発電所対策本部は，プラントの被災状況に応じて，大容量送水ポンプ（タイプ I）による海を水源とした各種注水，接続口の場所及び海水取水箇所を決定し，重大事故等対応要員に大容量送水ポンプ（タイプ I）による海水の送水の準備開始を指示する。
- ②a 取水口から海水を取水する場合
重大事故等対応要員は，指示を受けた海水取水箇所付近へ大容量送水ポンプ（タイプ I）を移動させる。
- ②b 海水ポンプ室から海水を取水する場合
重大事故等対応要員は，指示を受けた海水取水箇所付近へ大容量送水ポンプ（タイプ I）を移動させ，防潮壁を開放し大容量送水ポンプ（タイプ I）を防潮壁内へ移動させる。
- ③ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の付属品を所定の場所に設置する。

- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）にホースを接続し、ミニマムフローラインを構成する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の水中ポンプにホースを接続し、水中ポンプを海水取水箇所へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車で注水用ヘッドを運搬し、原子炉建屋付近に設置する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車を使用し大容量送水ポンプ（タイプⅠ）から注水用ヘッドまでのホースを敷設する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、注水用ヘッドから各接続先にホースを接続し、水の供給先に応じて必要な系統構成を実施する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による海水の供給準備完了を発電所対策本部へ報告する。
- ⑩ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に海からの海水の送水開始を指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を起動及び水の供給先に応じて大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を操作し、海水の供給を開始し、発電所対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水開始まで、取水口取水の場合 6 時間 25 分、海水ポンプ室取水の場合 8 時間 55 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

(添付資料 1.13.2)

b. 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種供給）

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火が必要な場合に大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による各種海水供給を行う。

本手順では重大事故等対応要員による水源特定、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の設置、接続口までのホース接続及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による送水までの手順を整備し、供給先以降の操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については、1.13.2.1(6)g. ～

1. 13. 2. 1(4) j. に示す。)

水源特定、接続口までのホース接続、送水の一連の流れはどの対応においても同じであり、水源から供給先までの距離によりホース数量が決まる。なお、水源と接続口の選択は、水源と接続口の距離が最短となる組合せを優先して選択する。

(a) 手順着手の判断基準

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火が必要な場合。

(b) 操作手順

大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1. 13. 9 図及び第 1. 13. 10 図に、タイムチャートを第 1. 13. 11 図及び第 1. 13. 12 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、プラントの被災状況に応じて、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による海を水源とした各種供給を行うことを決定し、各種供給のための接続口の場所及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の海水取水箇所への設置を決定し、重大事故等対応要員に大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による海水の供給の準備開始を指示する。
- ②a 取水口から海水を取水する場合
重大事故等対応要員は、指示を受けた海水取水箇所付近へ大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）を移動させる。
- ②b 海水ポンプ室から海水を取水する場合
重大事故等対応要員は、指示を受けた海水取水箇所付近へ大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）を移動させ、防潮壁を開放し大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）を防潮壁内へ移動させる。
- ③ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の付属品を所定の場所に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の水中ポンプにホースを接続し、水中ポンプを海水取水箇所へ設置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車を使用し大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）から各接続先までのホースを敷設する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、各接続先にホースを接続し、水の供給先に応じて必要な系統構成を実施する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による海水の供給準備完了を発電所対策本部へ報告する。
- ⑧ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に海からの海水の送水開始を指示する。

- ⑨ 重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）を起動及び水の供給先に応じて大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）を操作し、海水の供給を開始し、発電所対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 6 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による送水開始まで取水口取水の場合 7 時間 35 分以内、海水ポンプ室取水の場合 9 時間 00 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

(添付資料 1. 13. 2)

c. 海を水源とした原子炉压力容器への注水

- (a) 低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉压力容器への注水
常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失した場合、炉心の著しい損傷時に、残存熔融炉心を冷却し、原子炉压力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は炉心の著しい損傷発生時に、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、低圧代替注水系（可搬型）を起動し、海を水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

【1. 4. 2. 1(1) a. (b)】

【1. 4. 2. 1(3) a. (b)】

【1. 8. 2. 2(1) b.】

i. 手順着手の判断基準

- (i) 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1. 4. 2. 1(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

- (ii) 残存熔融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水

手順着手の判断基準については、「1. 4. 2. 1(3) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉力容器への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
操作手順については、「1.4.2.1(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
操作手順については、「1.4.2.1(3)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
操作手順については、「1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
操作の成立性については、「1.4.2.1(1)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
操作の成立性については、「1.4.2.1(3)a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
操作の成立性については、「1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉力容器への注水」にて整備する。

d. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、海を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイを実施する。

なお、外部からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

【1.6.2.1(1)a.(a)】

【1.6.2.2(1)a.(a)】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷前）

手順着手の判断基準については、「1.6.2.1(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷後）

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷前）

操作手順については、「1.6.2.1(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷後）

操作手順については、「1.6.2.2(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエルスプレイ（炉心損傷前）

操作の成立性については、「1.6.2.1(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウエル内へのスプレイ」にて整備する。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウェルス
スプレイ（炉心損傷後）

操作の成立性については、「1.6.2.2(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるドライウェル内へのスプレイ」にて整備する。

e. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては原子炉格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の損傷を防止するため原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、予め原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ドライウェル水位を監視し必要に応じて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

【1.8.2.1(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

ii. 操作手順

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作手順については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作手順については、「1.8.2.1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張り

操作の成立性については、「1. 8. 2. 1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

(ii) 原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水

操作の成立性については、「1. 8. 2. 1(1)b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

f. 海を水源とした原子炉格納容器頂部への注水

海を水源とした原子炉格納容器頂部への注水手段としては、原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a) 原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制するため、海を水源とし、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース・注水用ヘッド及び燃料プール冷却浄化系配管を経由して、原子炉ウェルへ注水を実施する。

【1. 10. 2. 1(2)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 10. 2. 1(2)b. 原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 10. 2. 1(2)b. 原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 10. 2. 1(2)b. 原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水」にて整備する。

g. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ

海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手段としては、燃料プール代替注水系及び燃料プールスプレイ系がある。

(a) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール

からの小規模な水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、海を水源とし、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース・注水用ヘッドを經由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

【1. 11. 2. 1(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

(b) 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、海を水源とし、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース・注水用ヘッド、燃料プール注水接続口及び燃料プール代替注水系（常設配管）の配管を經由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

【1. 11. 2. 1(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 11. 2. 1(1)b. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 11. 2. 1(1)b. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.1(1)b. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

(c) 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因による使用済燃料プールの水位の異常な低下が発生した場合において、使用済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、海を水源とし、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース・注水用ヘッド及びスプレイノズルを經由して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

【1.11.2.2(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

(d) 燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因による使用済燃料プールの水位の異常な低下が発生した場合において、使用済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、海を水源とし、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース・注水用ヘッド、燃料プールスプレイ接続口及び燃料プールスプレイ系（常設配管）の配管を經由して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

【1.11.2.2(1)b.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.2(1)b. 燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 11. 2. 2(1)b. 燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 11. 2. 2(1)b. 燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ」にて整備する。

h. 海を水源とした最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送手段としては原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)と原子炉補機代替冷却水系がある。

(a) 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)による補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)が健全な場合は、自動起動信号による作動又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)を起動し、原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)による補機冷却水確保を行う。

【1. 5. 2. 3(1)】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 5. 2. 3(1) 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)による補機冷却水確保」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 5. 2. 3(1) 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)による補機冷却水確保」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 5. 2. 3(1) 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)による補機冷却水確保」にて整備する。

(b) 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)の機能が喪失した場合、発電用原子炉からの除熱、原子炉格納容器内の除熱及び使用済燃料プールの除熱ができなくなるため、原子炉補機代替冷却水系を用いた補機冷却水確保のため、原子炉補機冷却水系の系統構成を行い、原子炉補機代替冷却水系により補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、補機冷却水確保を確認後、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード、サプレ

ッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード) を起動し、最終ヒートシンク (海) へ熱を輸送する。

【1. 5. 2. 2(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 5. 2. 2(1)a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 5. 2. 2(1)a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 5. 2. 2(1)a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」にて整備する。

i. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手段としては大容量送水ポンプ (タイプⅡ) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制がある。

(a) 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制 (大気への拡散抑制) するため、大容量送水ポンプ (タイプⅡ) により、海を水源として、ホースを通り放水砲から原子炉建屋屋上への放水を実施する。

【1. 12. 2. 1(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 12. 2. 1(1)a. 放水設備 (大気への拡散抑制) による放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 12. 2. 1(1)a. 放水設備 (大気への拡散抑制) による放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 12. 2. 1(1)a. 放水設備 (大気への拡散抑制) による放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

j. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては放水設備（泡消火設備）による航空機燃料火災への泡消火がある。

(a) 放水設備（泡消火設備）による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により、海を水源として、ホース及び放水砲を経由して、泡消火薬剤混合装置により泡消火薬剤を混合した海水を原子炉建屋周辺に放水することで、航空機燃料火災への泡消火を実施する。

【1. 12. 2. 2(2)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 12. 2. 2(2)a. 放水設備（泡消火）による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 12. 2. 2(2)a. 放水設備（泡消火）による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 12. 2. 2(2)a. 放水設備（泡消火）による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

(7) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順を整備する。

a. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

(a) 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」

ATWS 発生時に、原子炉を安全に停止させる。

【1. 1. 2. 1(2)】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 1. 2. 1(2) 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1. 1. 2. 1(2) 非常時操作手順書（徴候ベース）「反

応度制御」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.1.2.1(2) 非常時操作手順書（徴候ベース）
「反応度制御」にて整備する。

(b) ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入を実施する。

【1.2.2.3(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.2.2.3(1)a. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.2.2.3(1)a. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.2.2.3(1)a. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水」にて整備する。

(c) ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入

損傷炉心への注水を行う場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

【1.8.2.2(1)e.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1)e. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(1)e. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.8.2.2(1)e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

(8) 純水タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、純水タンクを水源としたほう酸水注入系の純水補給水系による封水を使用した原子炉圧力容器へ注水手順を整備する。

a. 純水タンクを水源とした原子炉圧力容器へ注水

(a) ほう酸水注入系の純水補給水系による封水を使用した原子炉圧力容器への注水

高压炉心スプレイ系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、純水補給水系を水源として、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を実施することも可能である。

【1.2.2.3(1)a.】

i. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.2.2.3(1)a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水」にて整備する。

ii. 操作手順

操作手順については、「1.2.2.3(1)a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

操作の成立性については、「1.2.2.3(1)a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水」にて整備する。

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順

a. 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、復水貯蔵タンクへの補給手段がない場合、復水貯蔵タンク水位が低下し水源が枯渇するため、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を水源として、大容量送水ポンプ (タイプ I)、ホース、注水用ヘッド及び接続口を用いて、復水貯蔵タンクへの補給を実施する。

淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の枯渇等により、復水貯蔵タンク

クへの補給ができないおそれがある場合には、海から淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）へ海水を補給することにより、復水貯蔵タンクへの補給を継続しながら海水への切替えが可能である。なお、淡水貯水槽への海水補給は、「1. 13. 2. 2(2)a. 海から淡水貯水槽への補給」の手順にて実施する。

(a) 手順着手の判断基準

純水移送ポンプによる復水貯蔵タンクへの通常補給ができない場合で、淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの補給が可能な場合。

- ・ 補給開始：「復水貯蔵タンク水位 低低」警報発生時
- ・ 補給停止：復水貯蔵タンク水位 2,700m³以上となった場合

(b) 操作手順

淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給手順の概要（原子炉建屋 \square に注水用ヘッダを設置する場合）は以下のとおり。（原子炉建屋 \square に注水用ヘッダを設置する場合の手順も同様）

概要図を第 1. 13. 13 図に、タイムチャートを第 1. 13. 14 図及び第 1. 13. 15 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、プラントの被災状況に応じて、大容量送水ポンプ（タイプ I）による淡水貯水槽を水源とした補給及び接続口の場所を決定し、重大事故等対応要員に大容量送水ポンプ（タイプ I）による淡水の供給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、運転員に淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給の準備開始を指示する。
- ③ 運転員は淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、指示を受けた淡水貯水槽へ大容量送水ポンプ（タイプ I）を移動させる。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の付属品を所定の場所に設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）にホースを接続し、ミニマムフローラインを構成する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の水中ポンプにホースを接続し、水中ポンプを淡水貯水槽取水箇所へ設置する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車で注水用ヘッダを運搬し、原子炉建屋付近に設置する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車を使用し大容量送水ポンプ（タ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

イプ I) から注水用ヘッダまでのホースを敷設する。

⑩a 復水貯蔵タンク接続口へ接続する場合

重大事故等対応要員は、復水貯蔵タンク接続口までホースを敷設、接続し、復水貯蔵タンク外部注水入口弁を全開する。

⑩b 復水貯蔵タンク接続マンホールへ接続する場合

重大事故等対応要員は、復水貯蔵タンク上部のマンホールを開放し、ホース接続用継手の設置並びにホースの敷設及び接続を実施する。

⑪ 重大事故等対応要員は、淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。

⑫ 発電課長は、発電所対策本部に淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給開始を依頼する。

⑬ 発電課長は、運転員に、復水貯蔵タンク水位の監視を指示する。

⑭ 重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及び復水貯蔵タンク補給弁の開操作を実施し、淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給を開始し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。

⑮ 運転員は、復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを復水貯蔵タンク水位により確認し、発電課長に報告する。

⑯ 発電課長は、復水貯蔵タンクの水位を維持できるように、発電所対策本部へ大容量送水ポンプ（タイプ I）の間欠運転又は現場での流量調整を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、復水貯蔵タンク接続口へ接続時及び復水貯蔵タンク接続マンホールへ接続時は中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給開始まで 6 時間 25 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

(添付資料 1. 13. 2)

b. 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、復水貯蔵タンクへの補給手段がない場合、復水貯蔵タンク水位が低

下し水源が枯渇するため、淡水タンクを水源として、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）、ホース及び注水用ヘッダを用いて、接続先である復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して、復水貯蔵タンクへの補給を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

純水移送ポンプによる復水貯蔵タンクへの通常補給及び淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合において、淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる復水貯蔵タンクへの補給が可能な場合。

- ・補給開始：「復水貯蔵タンク水位 低低」警報発生時
- ・補給停止：復水貯蔵タンク水位 2,700m³以上となった場合

(b) 操作手順

淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給手順の概要（原子炉建屋[□]に注水用ヘッダを設置する場合）は以下のとおり。（原子炉建屋[□]に注水用ヘッダを設置する場合の手順も同様）

概要図を第 1.13.16 図に、タイムチャートを第 1.13.17 図及び第 1.13.18 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、プラントの被災状況に応じて、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による淡水タンクを水源とした補給及び接続口の場所を決定し、重大事故等対応要員に大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による淡水の供給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、運転員に淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給の準備開始を指示する。
- ③ 運転員は淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、指示を受けたろ過水タンクへ大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を移動させる。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の付属品を所定の場所に設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）にホースを接続し、ミニマムフローラインを構成する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の水中ポンプにホースを接続し、水中ポンプをろ過水タンクの接続箇所へ設置する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車で注水用ヘッダを運搬し、原子炉建屋付近に設置する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ⑨ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車を使用し大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）から注水用ヘッダまでのホースを敷設する。
- ⑩a 復水貯蔵タンク接続口へ接続する場合
重大事故等対応要員は、復水貯蔵タンク接続口までホースを敷設、接続し、復水貯蔵タンク外部注水入口弁を全開する。
- ⑩b 復水貯蔵タンク接続マンホールへ接続する場合
重大事故等対応要員は、復水貯蔵タンク上部のマンホールを開放し、ホース接続用継手の設置並びにホースの敷設及び接続を実施する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ⑫ 発電課長は、発電所対策本部に淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給開始を依頼する。
- ⑬ 発電課長は、運転員に、復水貯蔵タンク水位の監視を指示する。
- ⑭ 重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の起動並びにろ過水タンク非常用接続端止め弁（大容量送水ポンプ用）、ろ過水タンク非常用戻り側接続端止め弁（大容量水ポンプ用）及び復水貯蔵タンク補給弁の開操作を実施し、淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給を開始し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ⑮ 運転員は、復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを復水貯蔵タンク水位により確認し、発電課長に報告する。
- ⑯ 発電課長は、復水貯蔵タンクの水位を維持できるよう、発電所対策本部へ大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の間欠運転又は現場での流量調整を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、復水貯蔵タンク接続口へ接続時及び復水貯蔵タンク接続マンホールへ接続時は中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給開始まで 6 時間 25 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

(添付資料 1. 13. 2)

c. 海から復水貯蔵タンクへの補給

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、復水貯蔵タンクへの補給手段がない場合、復水貯蔵タンク水位が低下し水源が枯渇するため、海を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース及び注水用ヘッドを用いて、接続先である復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して、復水貯蔵タンクへの補給を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

純水移送ポンプによる復水貯蔵タンクへの通常補給並びに淡水貯水槽及び淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給が実施できない場合で、海を水源とした大容量送水ポンプによる復水貯蔵タンクへの補給が可能な場合。

- ・補給開始：「復水貯蔵タンク水位 低低」警報発生時
- ・補給停止：復水貯蔵タンク水位 2,700m³以上となった場合

(b) 操作手順

海から復水貯蔵タンクへの補給手順の概要（原子炉建屋 に注水用ヘッドを設置する場合）は以下のとおり。（原子炉建屋 に注水用ヘッドを設置する場合の手順も同様）

概要図を第 1.13.19 図に、タイムチャートを第 1.13.20 図～第 1.13.23 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、プラントの被災状況に応じて、大容量送水ポンプ（タイプ I）による海を水源とした復水貯蔵タンクへの補給、接続口及び海水取水箇所を決定し、重大事故等対応要員に大容量送水ポンプ（タイプ I）の海水の送水の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、運転員に海から復水貯蔵タンクへの補給の準備開始を指示する。
- ③ 運転員は海から復水貯蔵タンクへの補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④a 取水口から海水を取水する場合
重大事故等対応要員は、指示を受けた海水取水箇所付近へ大容量送水ポンプ（タイプ I）を移動させる。
- ④b 海水ポンプ室から海水を取水する場合
重大事故等対応要員は、指示を受けた海水取水箇所付近へ大容量送水ポンプ（タイプ I）を移動させ、防潮壁を開放し大容量送水ポンプ（タイプ I）を防潮壁内へ移動させる。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の付属品を所定の場所に設置する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）にホースを接続し、ミニマムフローラインを構成する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の水中ポンプにホースを接続し、水中ポンプを海水取水箇所へ設置する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車で注水用ヘッドを運搬し、原子炉建屋付近に設置する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車を使用し大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッドまでのホースを敷設する。
- ⑩a 復水貯蔵タンク接続口へ接続する場合
重大事故等対応要員は、復水貯蔵タンク接続口までホースを敷設、接続し、復水貯蔵タンク外部注水入口弁を全開する。
- ⑩b 復水貯蔵タンク接続マンホールへ接続する場合
重大事故等対応要員は、復水貯蔵タンク上部のマンホールを開放し、ホース接続用継手の設置並びにホースの敷設及び接続を実施する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、海から復水貯蔵タンクへの補給準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ⑫ 発電課長は、発電所対策本部に海から復水貯蔵タンクへの補給開始を依頼する。
- ⑬ 発電課長は、運転員に、復水貯蔵タンク水位の監視を指示する。
- ⑭ 重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及び復水貯蔵タンク補給弁の開操作を実施し、海から復水貯蔵タンクへの補給を開始し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ⑮ 運転員は、復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを復水貯蔵タンク水位により確認し、発電課長に報告する。
- ⑯ 発電課長は、復水貯蔵タンクの水位を維持できるように、発電所対策本部へ大容量送水ポンプ（タイプ I）の間欠運転又は現場での流量調整を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの補給開始まで、取水口取水の場合 6 時間 25 分、海水ポンプ室取水の場合 8 時間 55 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）

を用いることで、夜間の作業性を確保している。

(添付資料 1. 13. 2)

(2) 淡水貯水槽へ水を補給するための対応手順

a. 海から淡水貯水槽への補給

淡水貯水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、淡水貯水槽が枯渇するおそれがある場合、海を水源として、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及びホースを用いて、淡水貯水槽への補給を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

淡水貯水槽を水源とした各種注水/補給を実施している場合に、淡水貯水槽が枯渇するおそれがある場合。

(b) 操作手順

海から淡水貯水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 13. 24 図に、タイムチャートを第 1. 13. 25 図及び第 1. 13. 26 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、プラントの被災状況に応じて、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）による海を水源とした淡水貯水槽への補給及び海水取水箇所を決定し、重大事故等対応要員に大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の海水の送水の準備開始を指示する。
- ②a 取水口から海水を取水する場合
重大事故等対応要員は、指示を受けた海水取水箇所付近へ大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を移動させる。
- ②b 海水ポンプ室から海水を取水する場合
重大事故等対応要員は、指示を受けた海水取水箇所付近へ大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を移動させ、防潮壁を開放し大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を防潮壁内へ移動させる。
- ③ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の付属品を所定の場所に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の水中ポンプにホースを接続し、水中ポンプを海水取水箇所へ設置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、ホース延長回収車を使用し大容量送水ポンプ（タイプⅠ）から淡水貯水槽までのホースを敷設する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、海から淡水貯水槽への補給準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。
- ⑦ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に大容量送水ポンプ（タイプⅡ）による海水の送水開始を指示する。

- ⑧ 重大事故等対応要員は、現場にて大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を起動し、海から淡水貯水槽への補給を開始し、発電所対策本部へ報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプⅡ）による淡水貯水槽への補給開始まで取水口取水の場合 5 時間 5 分、海水ポンプ室取水の場合 7 時間 40 分以内で実施可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間の作業性を確保している。

(添付資料 1. 13. 2)

1. 13. 2. 3 水源を切り替えるための対応手順

(1) 高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、高圧炉心スプレイ系の水源を切り替える。

【1. 2. 2. 4(2)】

a. 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

b. 操作手順

操作手順については、「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

c. 操作の成立性

操作の成立性については、「1. 2. 2. 4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

1. 13. 2. 4 その他の手順項目について考慮する手順

大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による淡水の供給における各供給先の接続口等から水の供給が必要な箇所までの手順については、「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「1. 10 水素爆発による原

子炉建屋等の損傷を防止するための手段等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて、それぞれ整備する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による海水の供給における各供給先の接続口等から海水の供給が必要な箇所までの手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手段等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて、それぞれ整備する。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）への燃料補給に関する手順等については、「1.14 電源確保に関する手順等」にて整備する。

1.13.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.13.17図に示す。

(1) 水源を利用した対応手段

重大事故等時には、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却等の復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とした対応手段を実施するため、必要となる十分な量の水を復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバに確保する。

復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とした注水が実施できない場合は、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を水源として大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により原子炉圧力容器へ注水するため、必要となる十分な量の水を淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）に確保する。

復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）を水源とした原子炉圧力容器への注水等が実施できない場合は、ろ過水タンクを水源としてろ過水ポンプによる原子炉圧力容器等へ注水を実施する。また、淡水タンクを水源として、大容量送水ポンプによる原子炉圧力容器等へ注水を実施する。

淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）及び淡水タンクが使用できない場合は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、海を水源として原子炉圧力容器等へ注水を実施する。

(2) 水源へ水を補給するための対応手段

a. 復水貯蔵タンクへの補給

復水貯蔵タンクを水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水時におい

て、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用可能な場合は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を水源として復水貯蔵タンクへ補給する。

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合で、淡水タンク等が使用可能な場合は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により淡水タンクを水源としてによる復水貯蔵タンクへ補給する。

淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）及び淡水タンクが使用できない場合は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、海を水源として復水貯蔵タンクへの補給を実施する。

b. 淡水貯水槽への補給

淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水時において、枯渇するおそれがある場合には、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）による海水の補給を実施する。

海から淡水貯水槽への補給は、取水口からの取水を優先し、取水口が使用できない場合には、海水ポンプ室から取水する。

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順等	
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サブプレッションチェンバ	原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 高圧代替注水系 (高圧代替注水系ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.2 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手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	手順は「1.2 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手順等」にて整備する。
			復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 (制御棒駆動水ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.2 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手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	復水貯蔵タンク 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			復水貯蔵タンク 復水補給水系 (復水移送ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
	—	原子炉格納容器下部への注水	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
		原子炉格納容器頂部への注水	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(2/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順等	
サブプレッションチェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	水(原子炉圧力容器への注水) パウンダリ(原子炉冷却材圧力) パウンダリ(原子炉冷却材圧力) パウンダリ(原子炉冷却材圧力) パウンダリ(原子炉冷却材圧力) パウンダリ(原子炉冷却材圧力)	サブプレッションチェンバ 高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイ系ポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力パウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		水(原子炉圧力容器への注水) パウンダリ(原子炉冷却材圧力) パウンダリ(原子炉冷却材圧力) パウンダリ(原子炉冷却材圧力) パウンダリ(原子炉冷却材圧力) パウンダリ(原子炉冷却材圧力)	サブプレッションチェンバ 残留熱除去系(残留熱除去系ポンプ) 低圧炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	サブプレッションチェンバ 残留熱除去系(残留熱除去系ポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系(代替循環冷却ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(3/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順等
ろ過水タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	水(原子炉圧力容器への注 ウ(原子炉冷却材圧力バ ウンダリ低圧時)	ろ過水タンク ろ過水系(ろ過水ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク ろ過水系(ろ過水ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	使用済燃料プールへの注水	ろ過水タンク ろ過水系(ろ過水ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(4/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順等	
淡水貯水槽を水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	大容量送水ポンプ(タイプ I)による送水	大容量送水ポンプ(タイプ I) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)による送水」	
			淡水貯水槽(No.1) ※2 淡水貯水槽(No.2) ※2	策設備 自主対		
		バウンダリ低圧時 原子炉格納容器内の注力	低圧代替注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプ I), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	重大事故等 対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			淡水貯水槽(No.1) ※2 淡水貯水槽(No.2) ※2	策設備 自主対		
		原子炉格納容器内の冷却	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(大容量送水ポンプ(タイプ I), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。	
			淡水貯水槽(No.1) ※2 淡水貯水槽(No.2) ※2	策設備 自主対		
	-	原子炉格納容器フィルタ装置への補給	大容量送水ポンプ(タイプ I) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口	重大事故等 対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
			淡水貯水槽(No.1) ※2 淡水貯水槽(No.2) ※2	策設備 自主対		
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器下部注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプ I), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			淡水貯水槽(No.1) ※2 淡水貯水槽(No.2) ※2	策設備 自主対		
-	原子炉格納容器への注水	淡水貯水槽(No.1) ※2 淡水貯水槽(No.2) ※2 原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)大容量送水ポンプ(タイプ I), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	策設備 自主対	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。		
		燃料プール代替注水系(大容量送水ポンプ(タイプ I), ホース・注水用ヘッダ等) 燃料プールのスプレイ系(大容量送水ポンプ(タイプ I), ホース・注水用ヘッダ, スプレイノズル等)	重大事故等 対処設備		手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	燃料貯蔵槽への注水	淡水貯水槽(No.1) ※2 淡水貯水槽(No.2) ※2	策設備 自主対			

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(5/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	自主対策設備	手順等
淡水タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	大容量送水ポンプによる送水	大容量送水ポンプ (タイプ I) 大容量送水ポンプ (タイプ II) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 淡水タンク 燃料補給設備※1	自主対策設備	・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水」
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	淡水タンク 低圧代替注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	淡水タンク 原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	—	原子炉格納容器への燃料補給	淡水タンク 大容量送水ポンプ (タイプ I) 大容量送水ポンプ (タイプ II) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 燃料補給設備※1	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	淡水タンク 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	原子炉格納容器頂部への注水	淡水タンク 原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールの注水	淡水タンク 燃料プール代替注水系 (大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II), ホース・注水用ヘッダ等) 燃料プールのスプレイ系 (大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II), ホース・注水用ヘッダ, スプレイノズル等)	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(6/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順等
海を水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	大容量送水ポンプによる送水(各種注水)	大容量送水ポンプ(タイプⅠ) ホース延長回収車 取水口 取水路 海水ポンプ室 ホース・注水用ヘッダ・接続口 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備 ・重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプ(タイプⅠ)による送水」
		大容量送水ポンプによる送水(各種供給)	大容量送水ポンプ(タイプⅠ) 大容量送水ポンプ(タイプⅡ) ホース延長回収車 取水口 取水路 海水ポンプ室 ホース・除熱用ヘッダ・接続口 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備 ・重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプ(タイプⅠ)による送水」
		原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	低圧代替注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプⅠ), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	重大事故等対処設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(大容量送水ポンプ(タイプⅠ), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	重大事故等対処設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器下部注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプⅠ), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	重大事故等対処設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	-	原子炉格納容器頂部への注水	原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)大容量送水ポンプ(タイプⅠ), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水(スプレイ)	燃料プール代替注水系(大容量送水ポンプ(タイプⅠ), ホース・注水用ヘッダ等) 燃料プールのスプレイ系(大容量送水ポンプ(タイプⅠ), ホース・注水用ヘッダ, スプレイノズル等)	重大事故等対処設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(7/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順等
海を水源とした対応	—	最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送	原子炉補機代替冷却水系(大容量送水ポンプ(タイプⅠ))	重大事故等対処設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		大気への放射性物質の拡散抑制	<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ(タイプⅡ) ホース 放水砲 燃料補給設備※1 	重大事故等対処設備 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ(タイプⅡ) ホース 放水砲 泡消火薬剤混合装置 燃料補給設備※1 	重大事故等対処設備 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応	—	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系(ほう酸水注入系ポンプ)	重大事故等対処設備 手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」, 「1.2 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手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
純水タンクを水源とした対応	ほう酸水注入系貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水	純水タンク ほう酸水注入系(ほう酸水注入系ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.2 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手順等」にて整備する。

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(8/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順等	
復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応	—	淡水貯蔵タンクから復水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンク 大容量送水ポンプ (タイプ I) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 補給水系配管・弁 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
		淡水貯蔵タンク (No. 1) ※2 淡水貯蔵タンク (No. 2) ※2	策設備	自主対	
		復水貯蔵タンク 大容量送水ポンプ (タイプ I) 大容量送水ポンプ (タイプ II) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ろ過水タンク 純水タンク 原水タンク 補給水系配管・弁 燃料補給設備※1	自主対策設備	・重大事故等対応要領書 「ろ過水タンクから復水貯蔵タンクへの補給」	
淡水貯蔵タンクへ水を補給するための対応	—	海から復水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンク 大容量送水ポンプ (タイプ I) 大容量送水ポンプ (タイプ II) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 補給水系配管・弁 取水口 取水路 海水ポンプ室 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
		海から淡水貯蔵タンクへの補給	大容量送水ポンプ (タイプ II) ホース延長回収車 ホース 取水口 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
			淡水貯蔵タンク (No. 1) ※2 淡水貯蔵タンク (No. 2) ※2	策設備	自主対
				・重大事故等対応要領書 「海から淡水貯蔵タンクへの補給」	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(9/9)

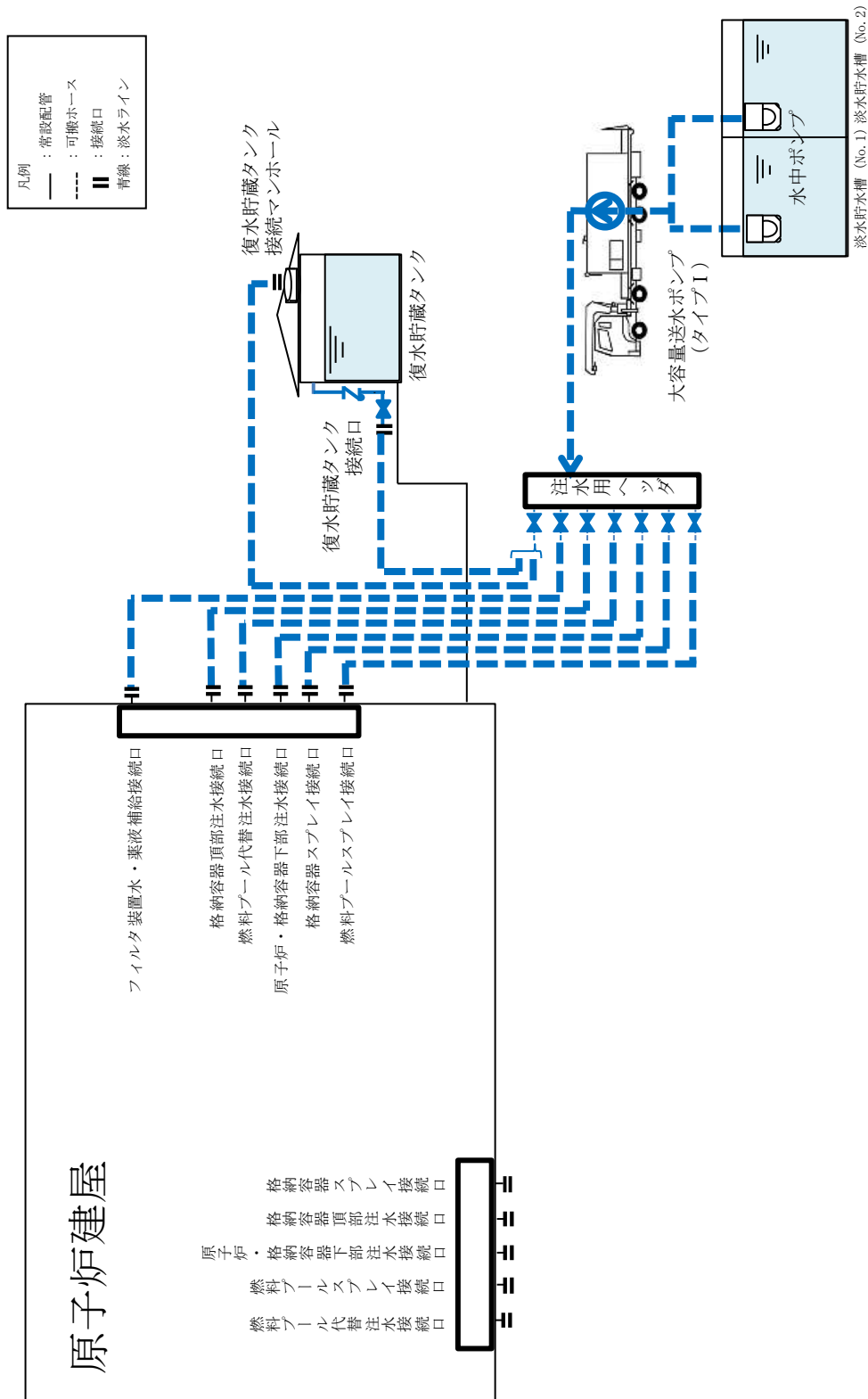
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順等
水源を切り替えるための対応	—	高圧炉心スプレイ系の水源の切替え	復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非常時操作手順書（徴候ベース）（反応度制御 RC/Q, 減圧冷却 CD, S/P 温度制御 SP/T）
			サプレッションチェンバ 高圧炉心スプレイ系	備（設計基準拡張） 重大事故等対処設備	

第 1. 13. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器 (1/2)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順 (4) 淡水貯水槽を水源とした対応手順 a. 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水			
・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順 (5) 淡水タンクを水源とした対応手順 a. 淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる送水			
・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	ろ過水タンク水位 純水タンク水位 原水タンク水位
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順 (6) 海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水 (各種注水)			
・重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による送水」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	海を利用
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順			
・重大事故等対応要領書 「淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
・重大事故等対応要領書 「淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 ろ過水タンク水位 純水タンク水位 原水タンク水位
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 ろ過水タンク水位 純水タンク水位 原水タンク水位

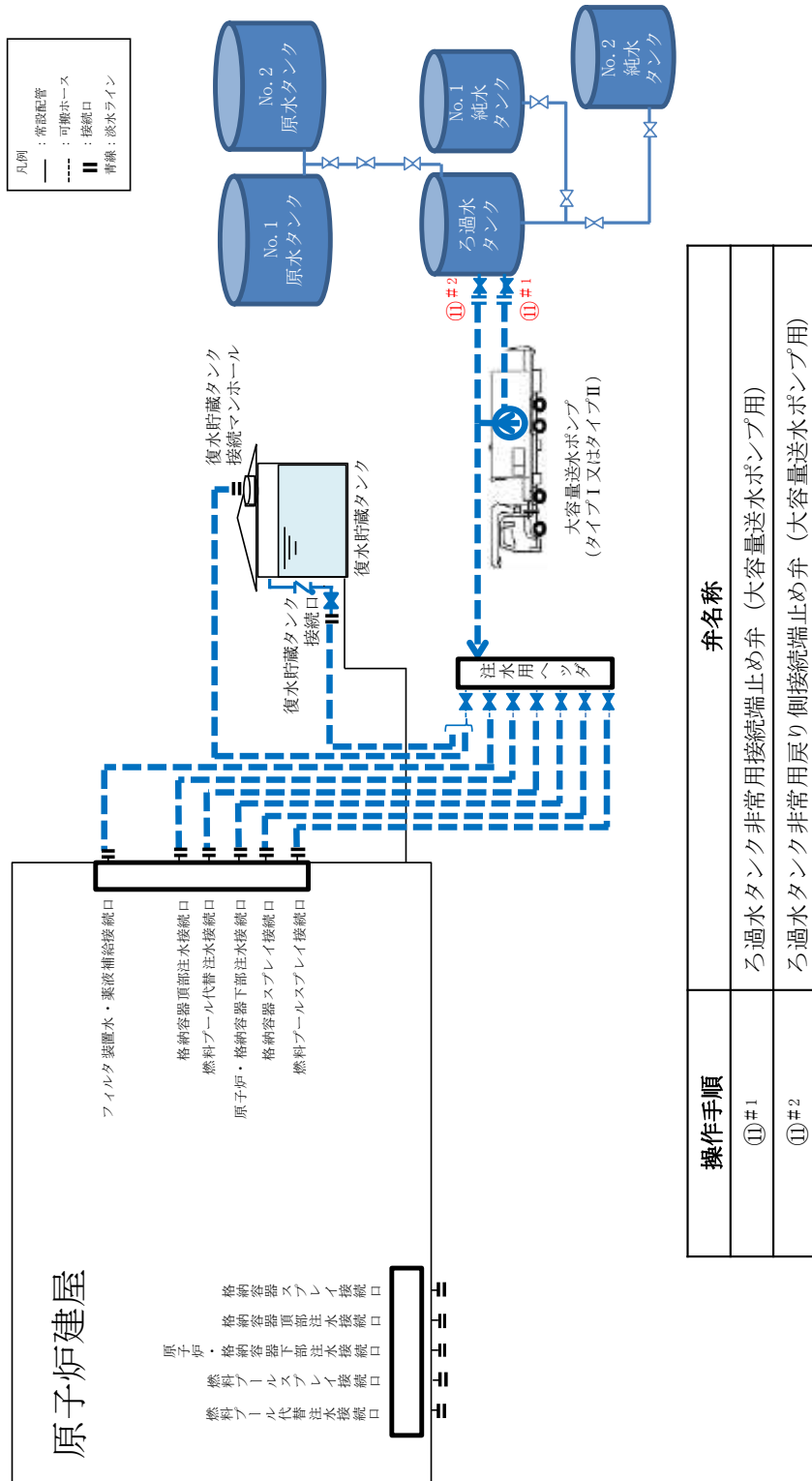
第 1. 13. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器 (2/2)

手順書	重大事故等の対応に必要な 監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順			
・重大事故等対応要領書 「海から復水貯蔵タンクへの補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給するための対応手順 (2) 淡水貯水槽へ水を補給するための対応手順			
・重大事故等対応要領書 「海から淡水貯水槽への補給」	判断基準	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
1. 13. 2. 3 水源を切り替えるための対応手順 (1) 高圧炉心スプレイ系の水源の切替え			
・重大事故等対応要領書 「復水貯蔵タンクへの補給源の切替 (淡水から海水)」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器の温度	サブプレッションプール水温度
	操作	原子炉格納容器の水位	圧力抑制室水位
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位



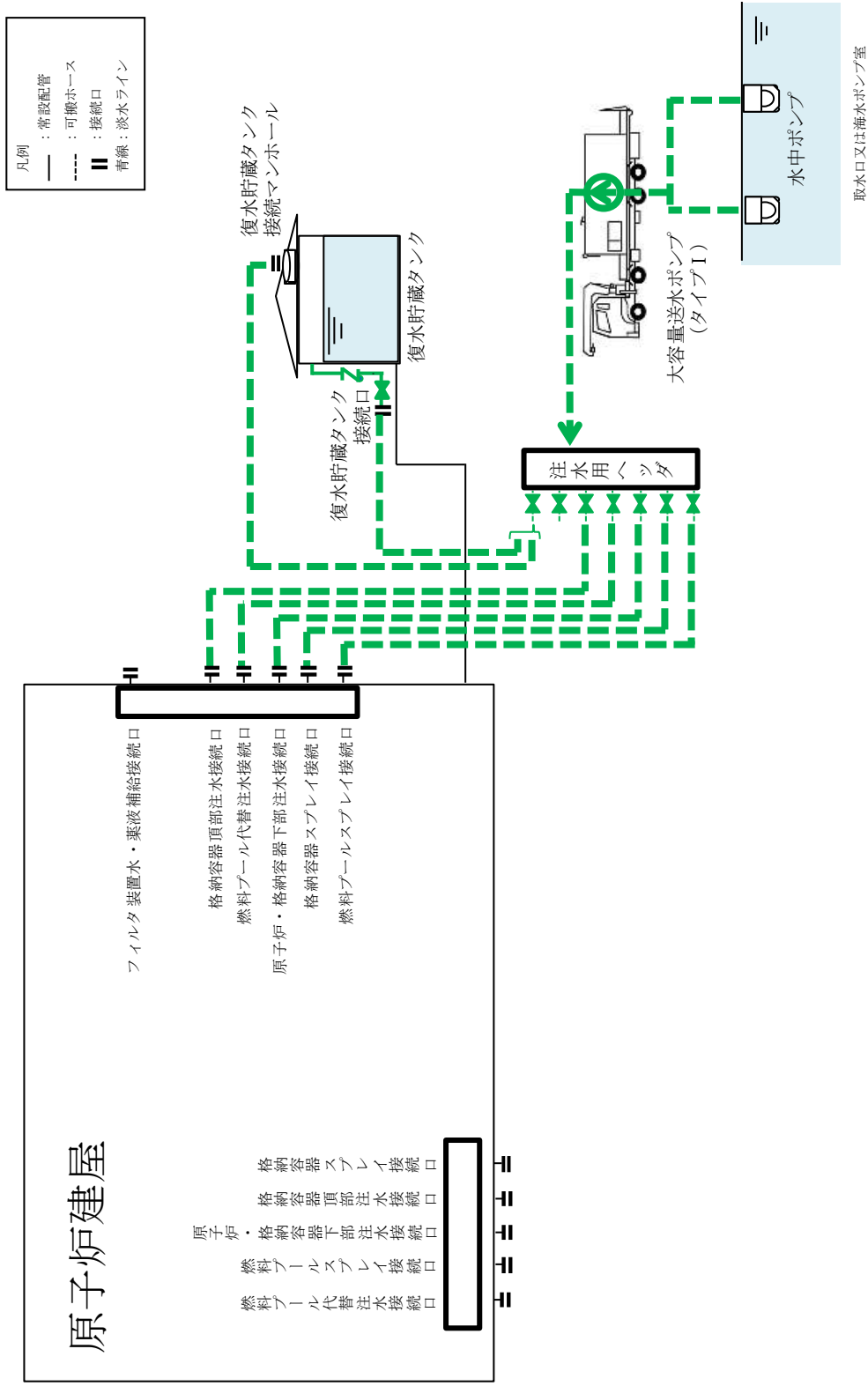
第 1.13.2 図 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水（原子炉建屋 接続の場合） 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



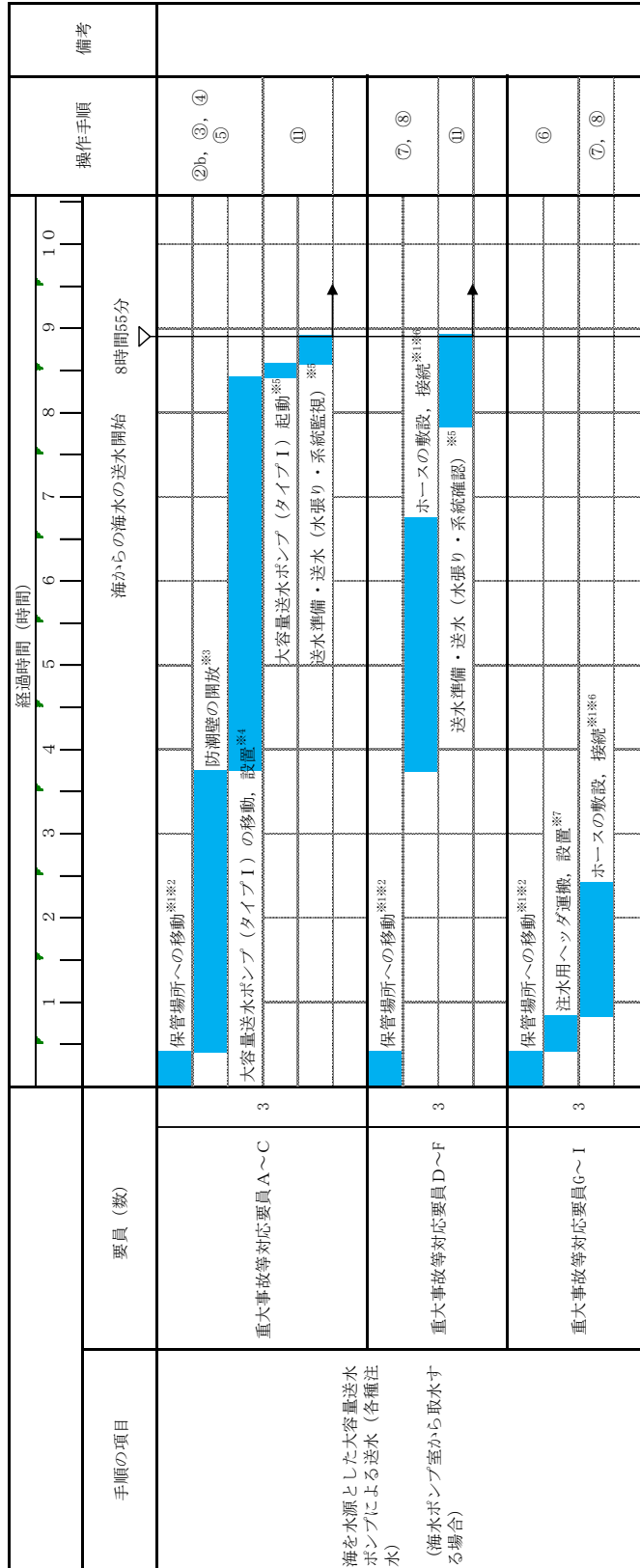
第 1.13.4 図 淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる送水 (原子炉建屋 接続 の場合) 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 1.13.6 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種注水）概要図
 （原子炉建屋 接続の場合）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



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

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

※3: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

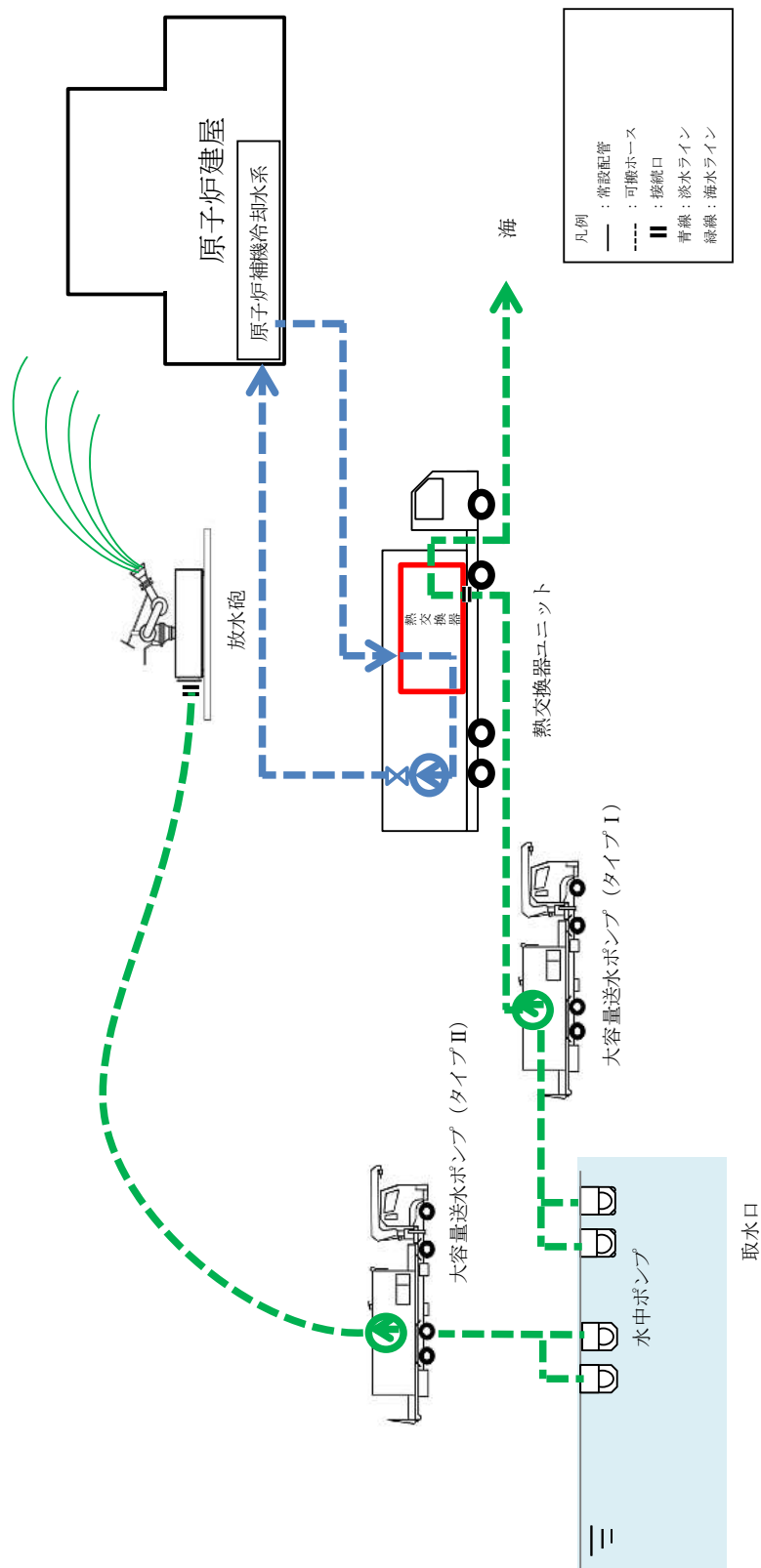
※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として, 第2保管エリアから海水ポンプ室までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

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

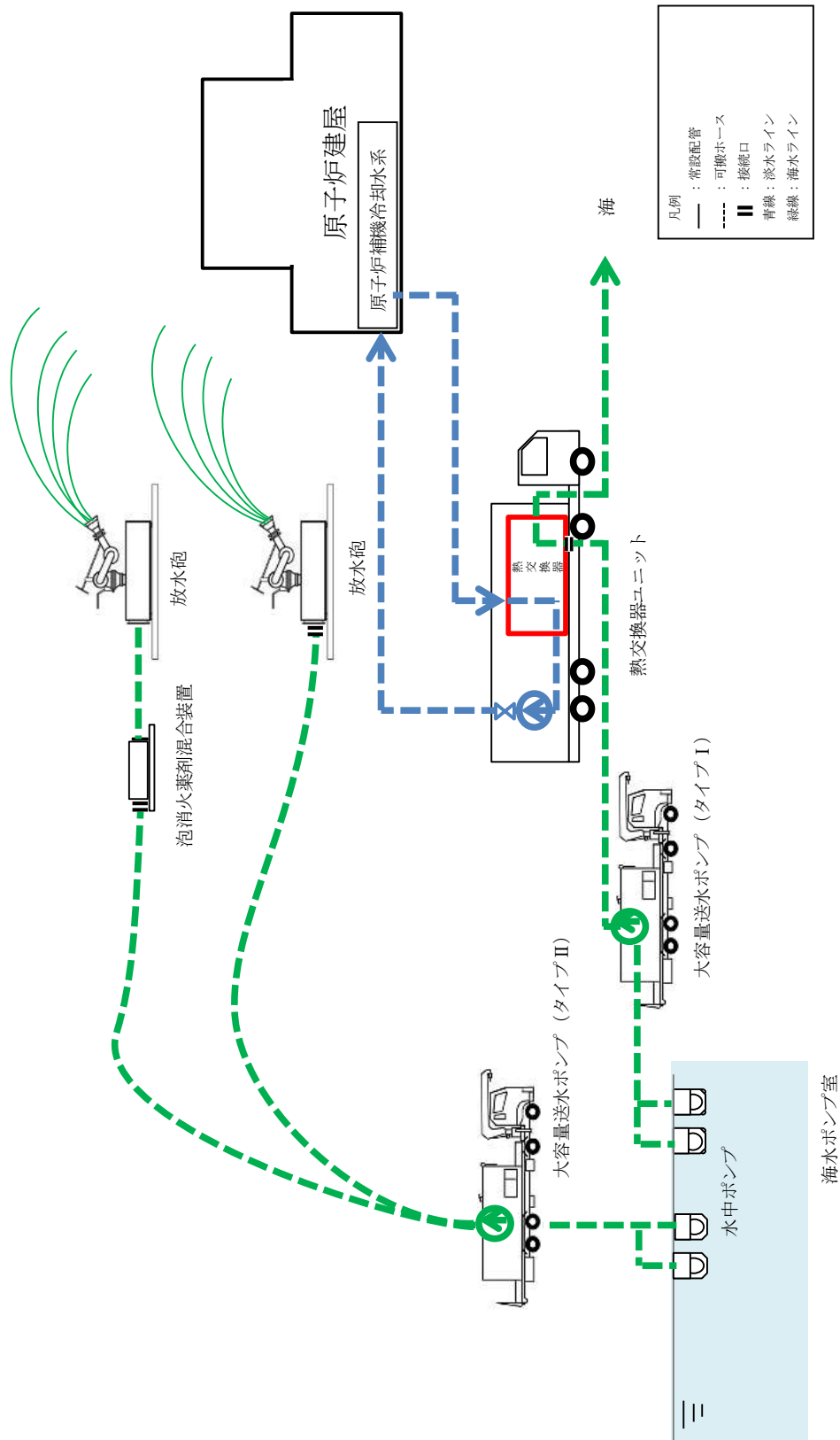
※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

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

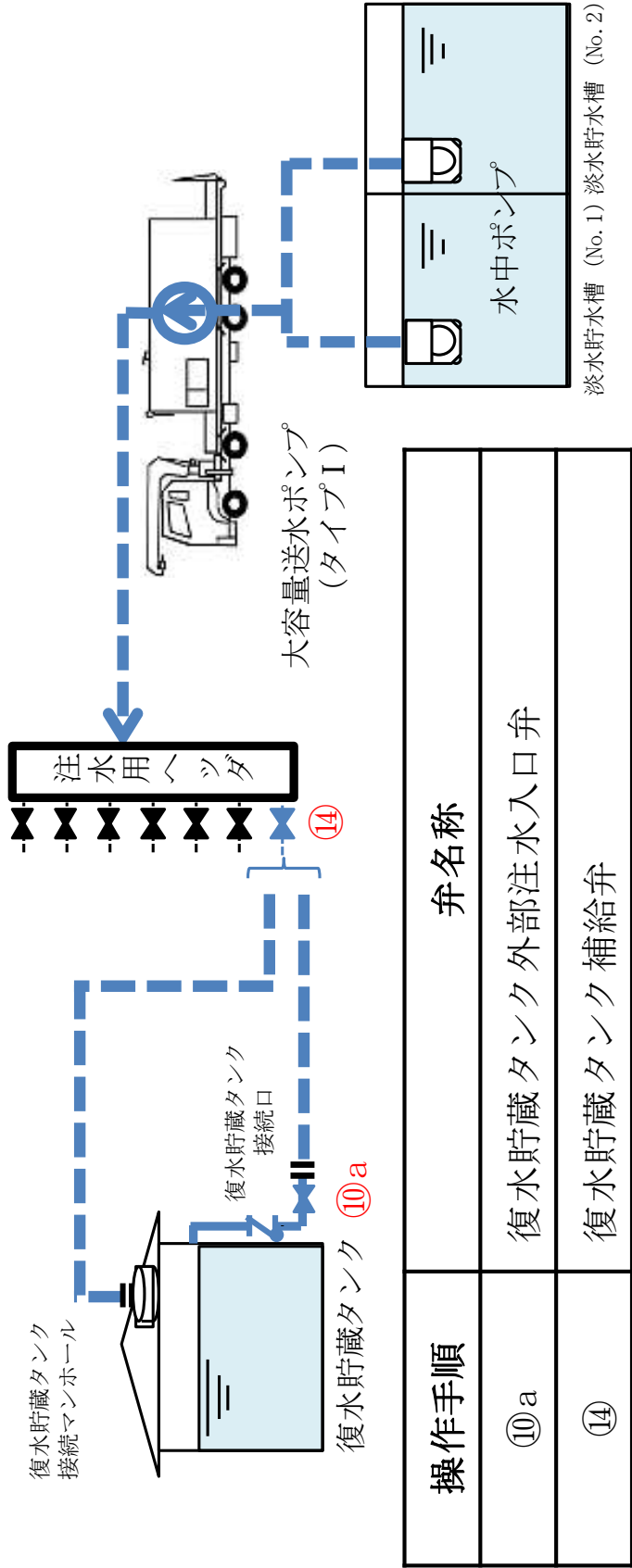
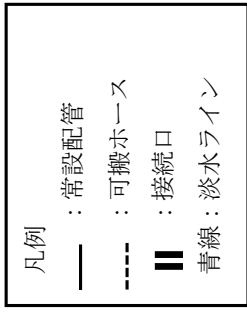
第 1.13.8 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水(各種注水) タイムチャート(2/2)(海水ポンプ室から海水を取水する場合)



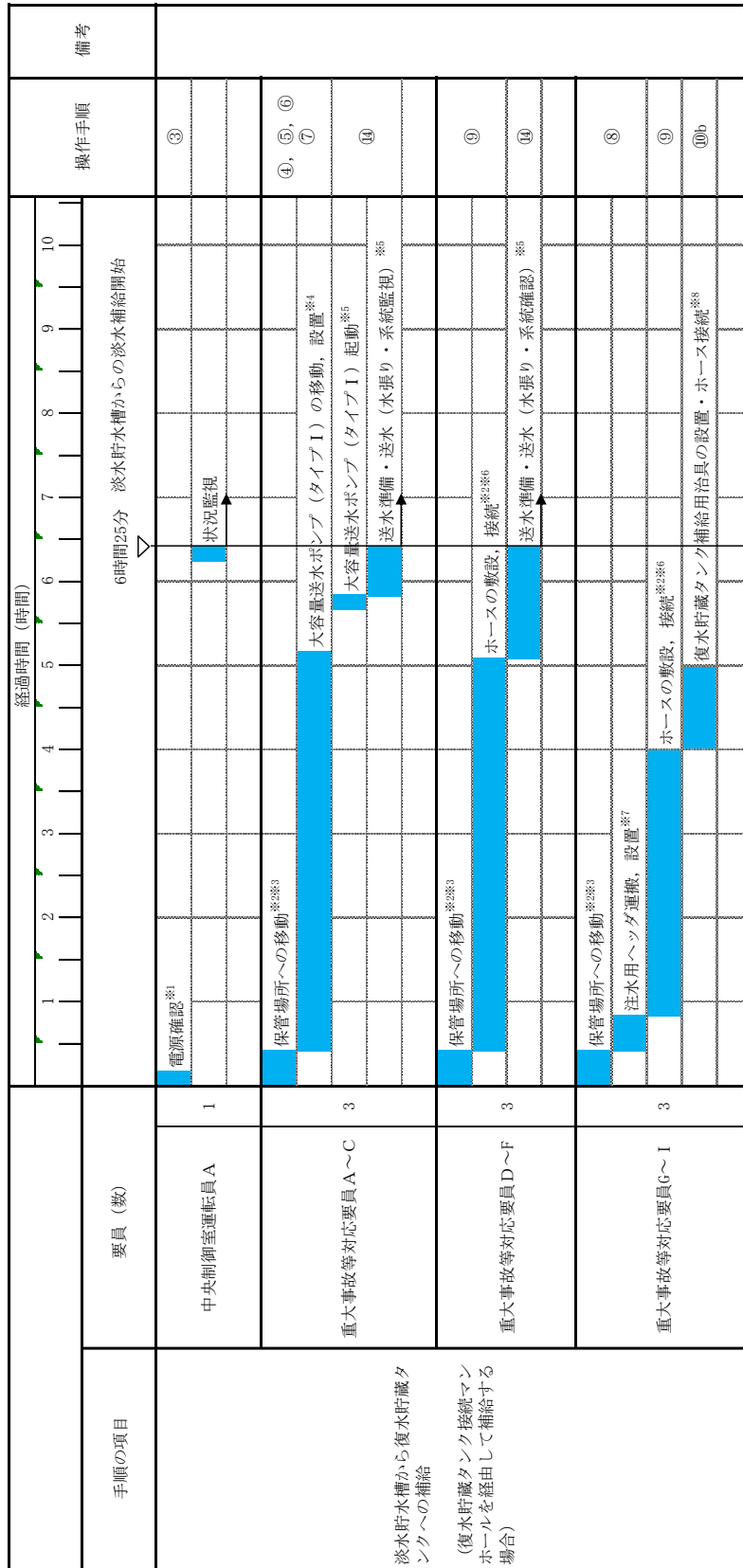
第 1.13.9 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水 (各種供給)
 概要図 (1/2) (取水口から海水を取水する場合)



第 1.13.10 図 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種供給）
概要図（2/2）（海水ポンプ室から海水を取水する場合）

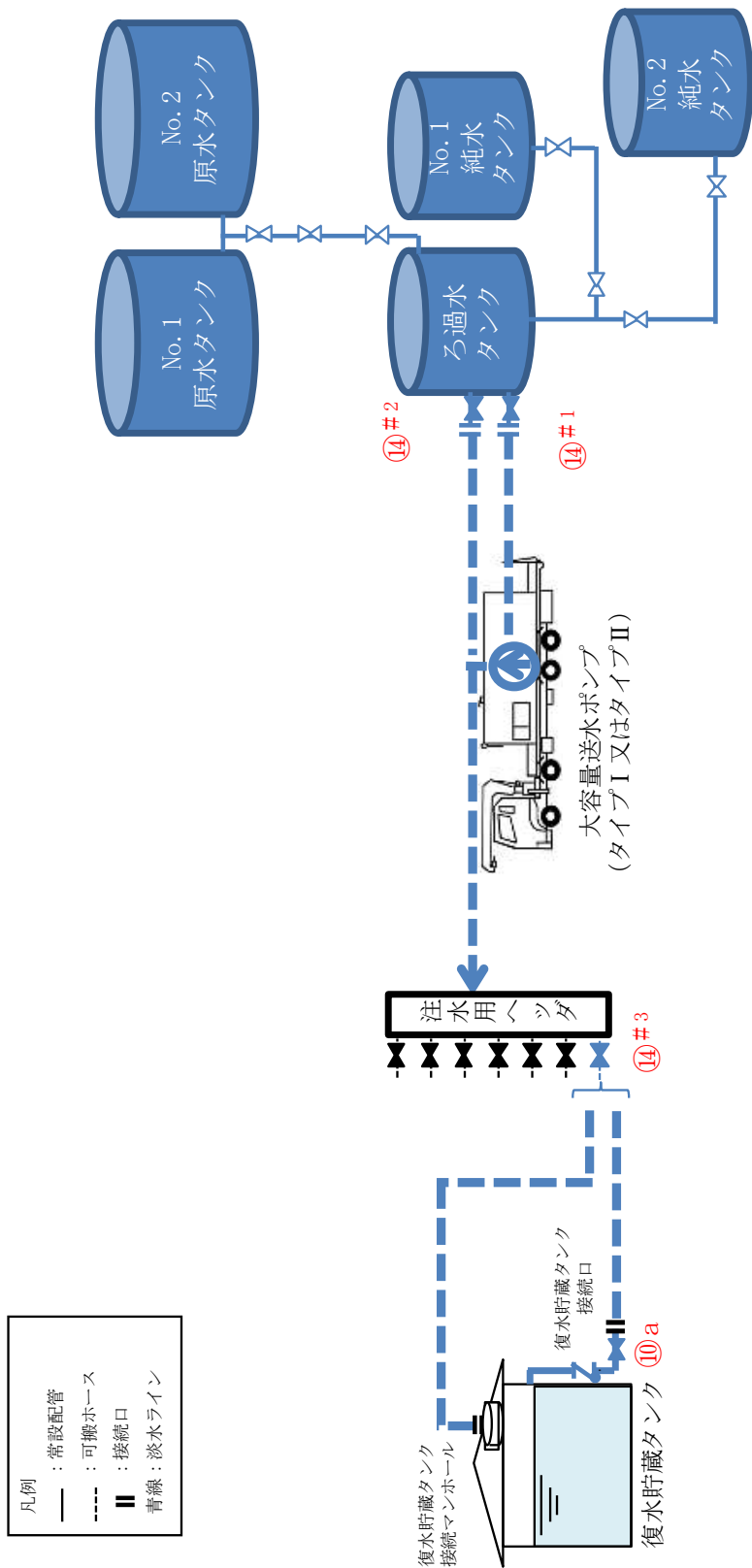


第 1.13.13 図 淡水貯水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 概要図



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

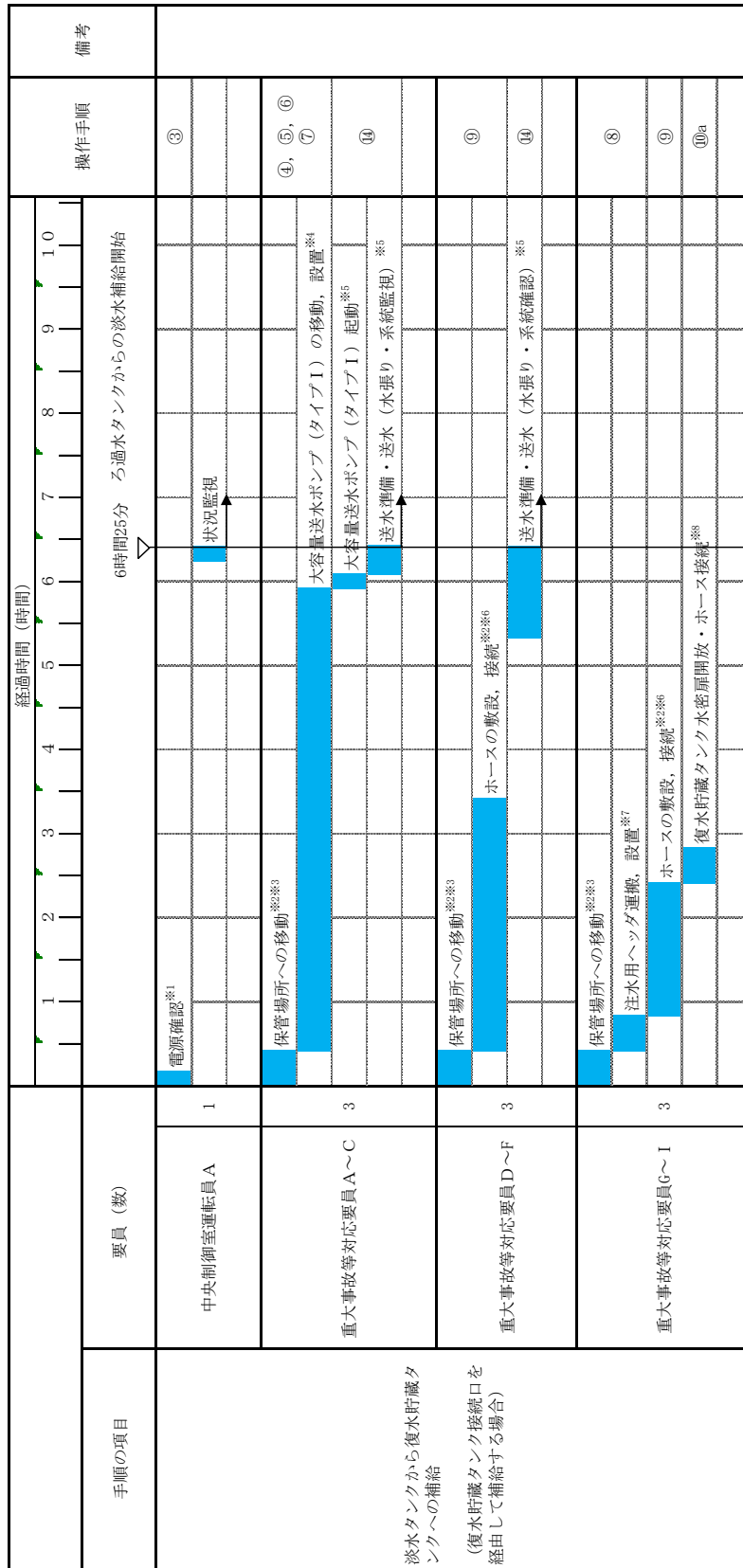
第 1. 13. 15 図 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート (2/2)
 (復水貯蔵タンク接続マンホールを経由して補給する場合)



第 1. 13. 16 図 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 概要図

操作手順	弁名称
⑩ a	復水貯蔵タンク外部注水入口弁
⑭ #1	ろ過タンク非常用接続端止め弁 (大容量送水ポンプ用)
⑭ #2	ろ過タンク非常用戻り側接続端止め弁 (大容量送水ポンプ用)
⑭ #3	復水貯蔵タンク補給弁

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



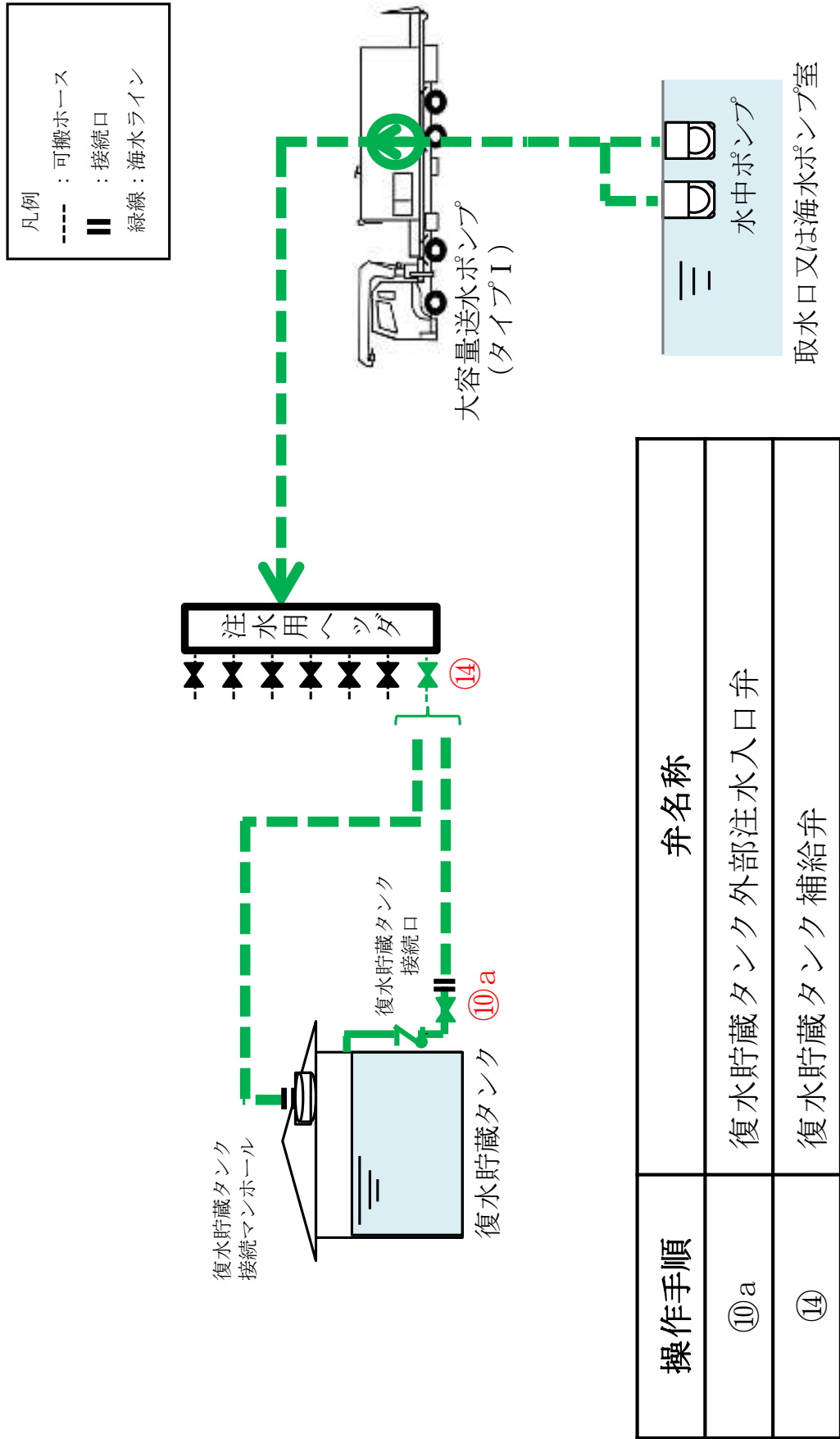
※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第2保管エリアからろ過水タンクまでを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 設計状況を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1. 13. 17 図 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート (1/2)
 (復水貯蔵タンク接続口を経由して補給する場合)

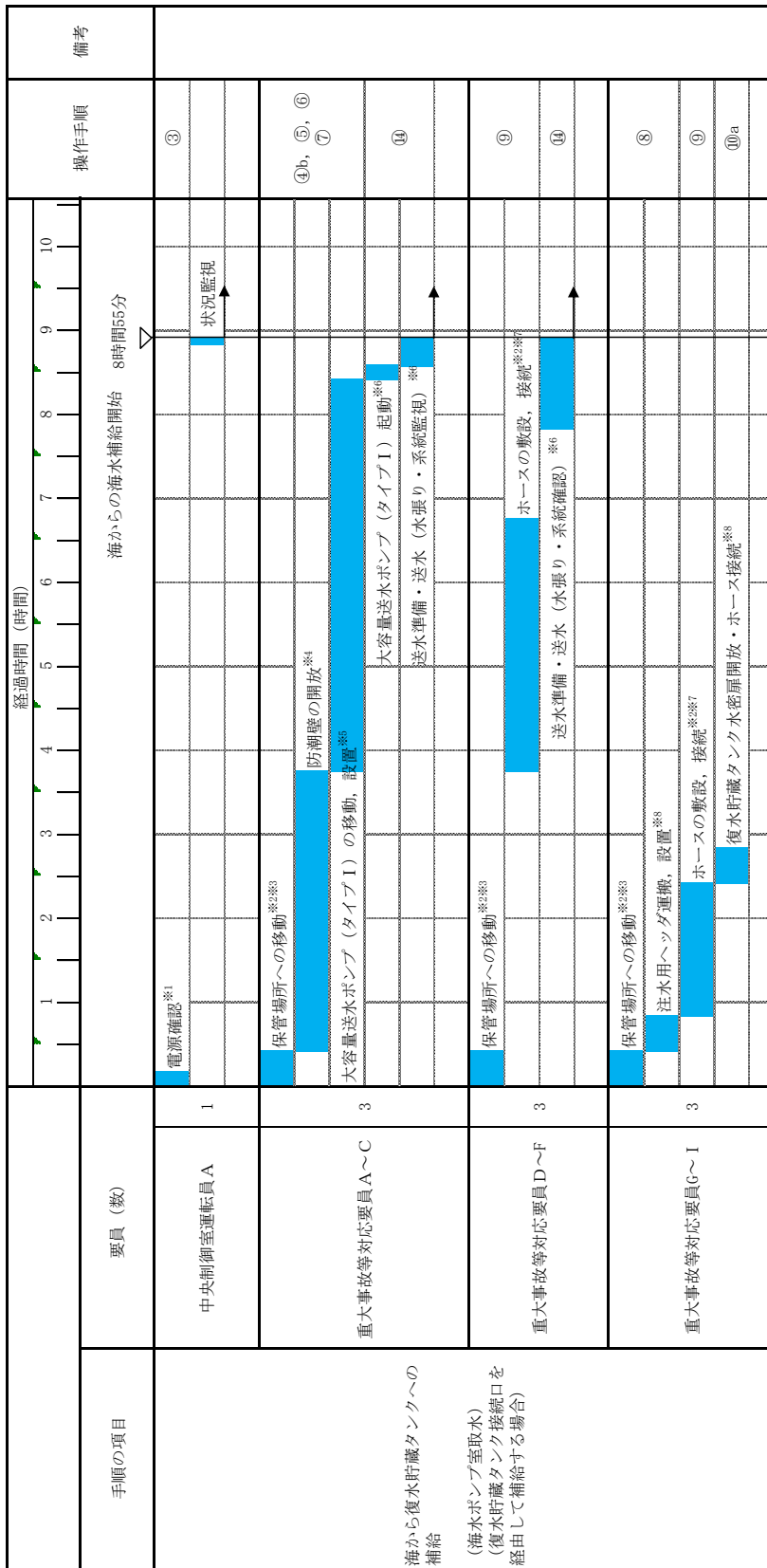
手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10							
淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 (復水貯蔵タンク接続マンホールを経由して補給する場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}													6時間25分 淡水タンクからの淡水補給開始	③	
		1	状況監視															
	重大事故等対応要員A～C	3	保管場所への移動 ^{※3}															④, ⑤, ⑥ ⑦
		3	大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 ^{※4}															
		3	大容量送水ポンプ(タイプI)起動 ^{※5}															
	重大事故等対応要員D～F	3	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※5}												⑭			
		3	保管場所への移動 ^{※3}															
		3	ホースの敷設, 接続 ^{※6}															
	重大事故等対応要員G～I	3	送水準備・送水(水張り・系統確認) ^{※5}												⑧			
			保管場所への移動 ^{※3}															
		3	注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※7}												⑨			
			ホースの敷設, 接続 ^{※6}															
				復水貯蔵タンク補給用具の設置・ホース接続 ^{※8}										⑩b				

※1: 訓練実演に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第2保管エリアからろ過水タンクまでを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※6: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 設計状況を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1. 13. 18 図 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート (2/2)
 (復水貯蔵タンク接続マンホールを経由して補給する場合)



第 1.13.19 図 海から復水貯蔵タンクへの補給 概要図



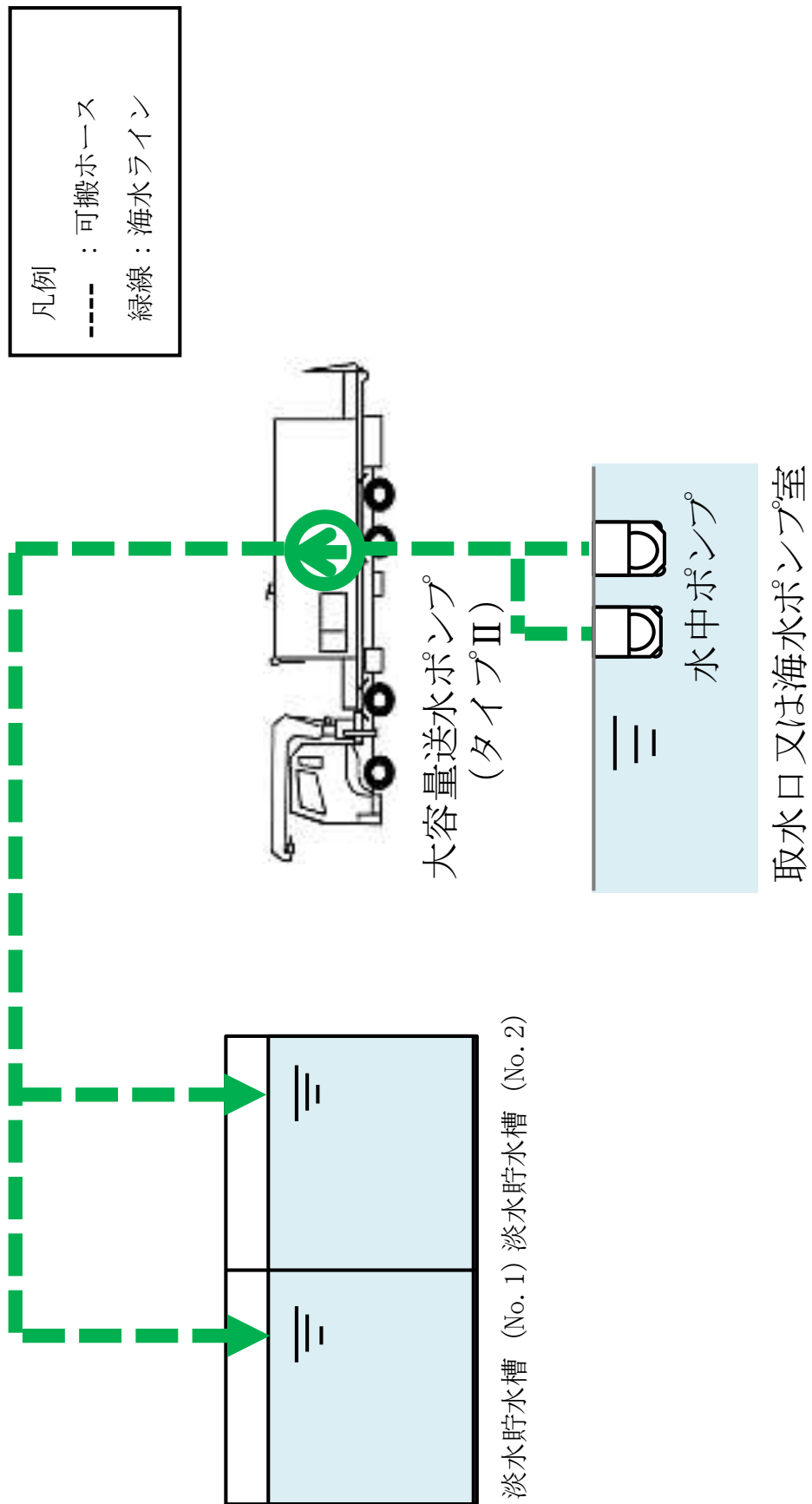
※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：訓練実績に基づく中央制御室からの状況確認に必要な想定時間
 ※3：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※4：設計状況を考慮して想定した作業時間として、第2保管エリアから海水ポンプ室までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※5：大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※6：大容量送水ポンプ (タイプI) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8：注水用ヘッダの運転距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.13.22 図 海から復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート (3/4)
 (海水ポンプ室から取水し、復水貯蔵タンク接続口を經由して補給する場合)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										操作手順	備考								
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10										
海から復水貯蔵タンクへの補給 (海水ポンプ室取水) (復水貯蔵タンク接続マンホールを経由して補給する場合)	中央制御室運転員A	電源確認 ^{**1}																			
		保管場所への移動 ^{**3}																			
	重大事故等対応要員A～C	防潮壁の開放 ^{**4}																			
		大容量送水ポンプ (タイプI) の移動、設置 ^{**5}																			
		大容量送水ポンプ (タイプI) の起動 ^{**6}																			
		送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{**6}																			
	重大事故等対応要員D～F	保管場所への移動 ^{**3}																			
		ホースの敷設、接続 ^{**7}																			
		送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{**6}																			
		ホースの敷設、接続 ^{**7}																			
	重大事故等対応要員G～I	保管場所への移動 ^{**3}																			
		注水用ヘッダ運搬、設置 ^{**8}																			
		ホースの敷設、接続 ^{**7}																			
		復水貯蔵タンク 補給用具の設置・ホース接続 ^{**4}																			

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリアの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアの保管場所は第2保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 設計状況を考慮して想定した作業時間(に余裕を見込んだ時間)
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第2保管エリアから海水ポンプ室までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付までを想定した移動時間及び注水用ヘッダ設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.13.23 図 海から復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート (4/4)
 (海水ポンプ室から取水し、復水貯蔵タンク接続マンホールを経由して補給する場合)



第 1. 13. 24 図 海から淡水貯水槽への補給 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										操作手順	備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
海から淡水貯水槽への補給 (海水ポンプ室から取水する 場合)	3	保管場所への移動 ^{※1,※2}														②b, ③, ④	
		防潮壁の開放 ^{※3}															
		大容量送水ポンプ(タイプII)の移動, 設置 ^{※4}															
		大容量送水ポンプ(タイプII)の移動 ^{※5}														⑧	
		送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※5}															
		保管場所への移動 ^{※1,※2}														⑤	
		ホースの敷設, 接続 ^{※1,※6}															
		送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※5}															
		保管場所への移動 ^{※1,※2}														⑤	
		ホースの敷設, 接続 ^{※1,※6}															
		送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※5}															

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

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

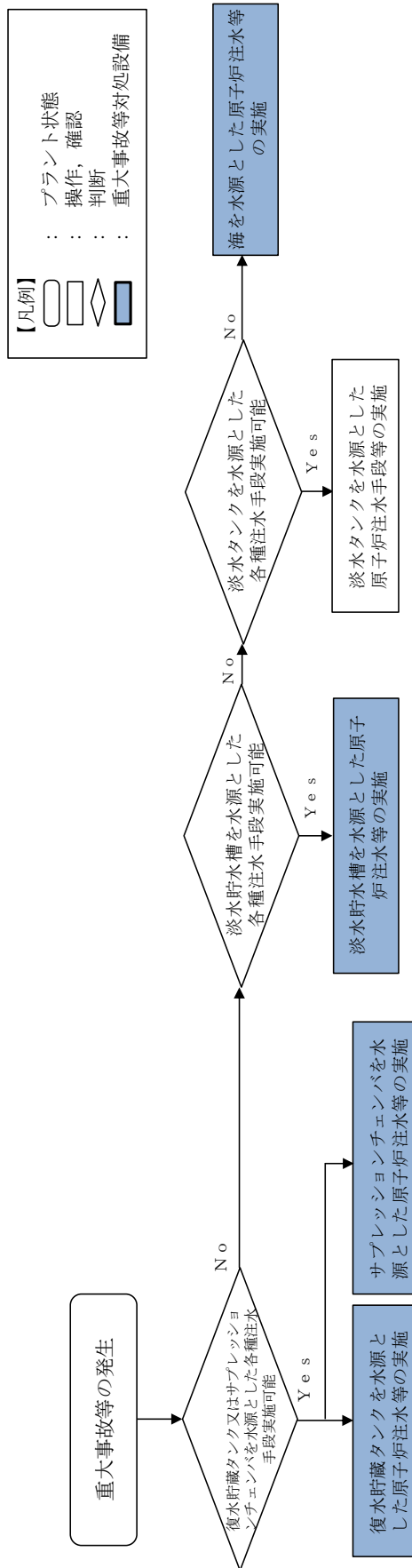
※3：設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

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

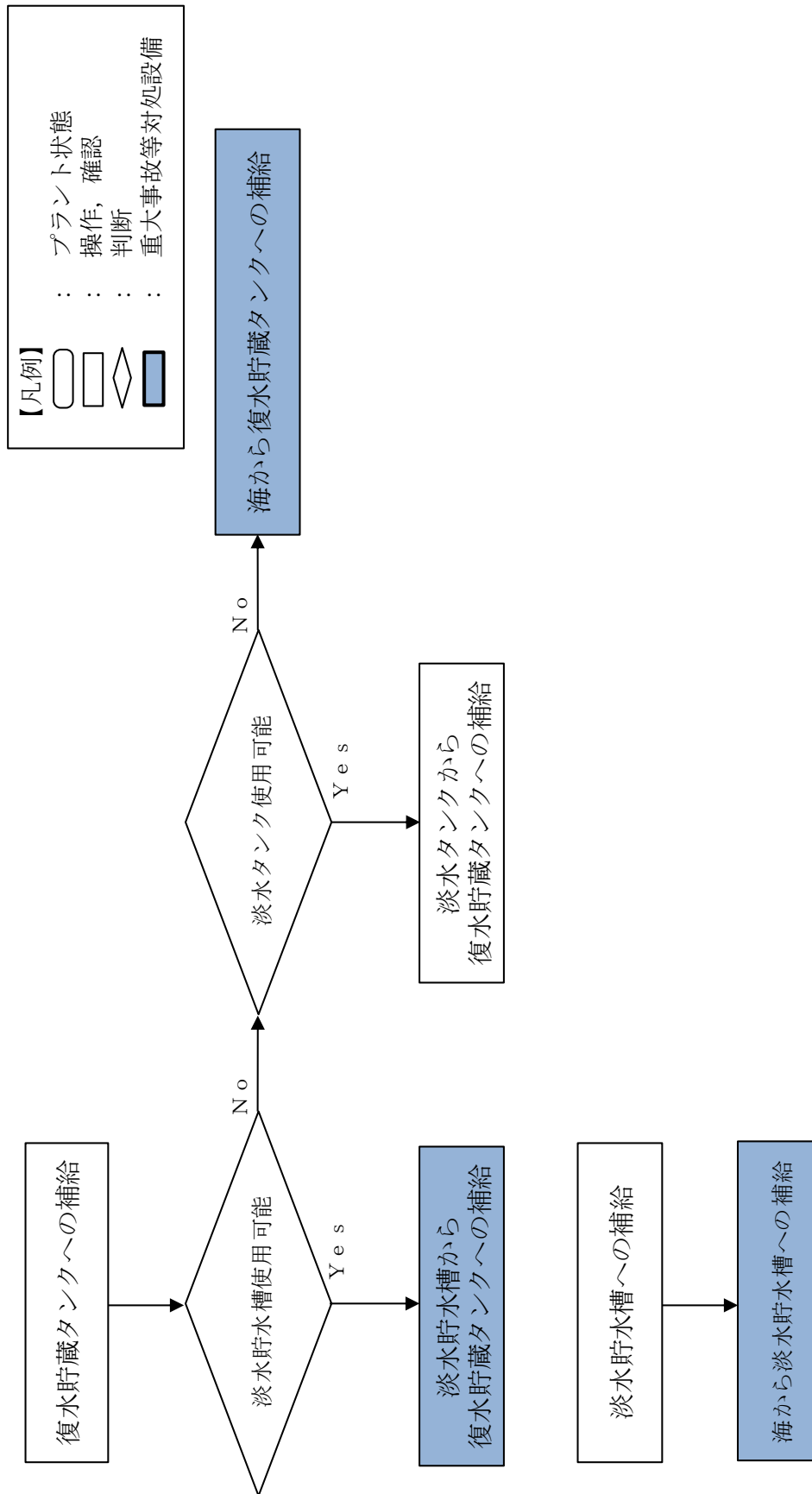
※5：大容量送水ポンプ(タイプII)起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※6：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

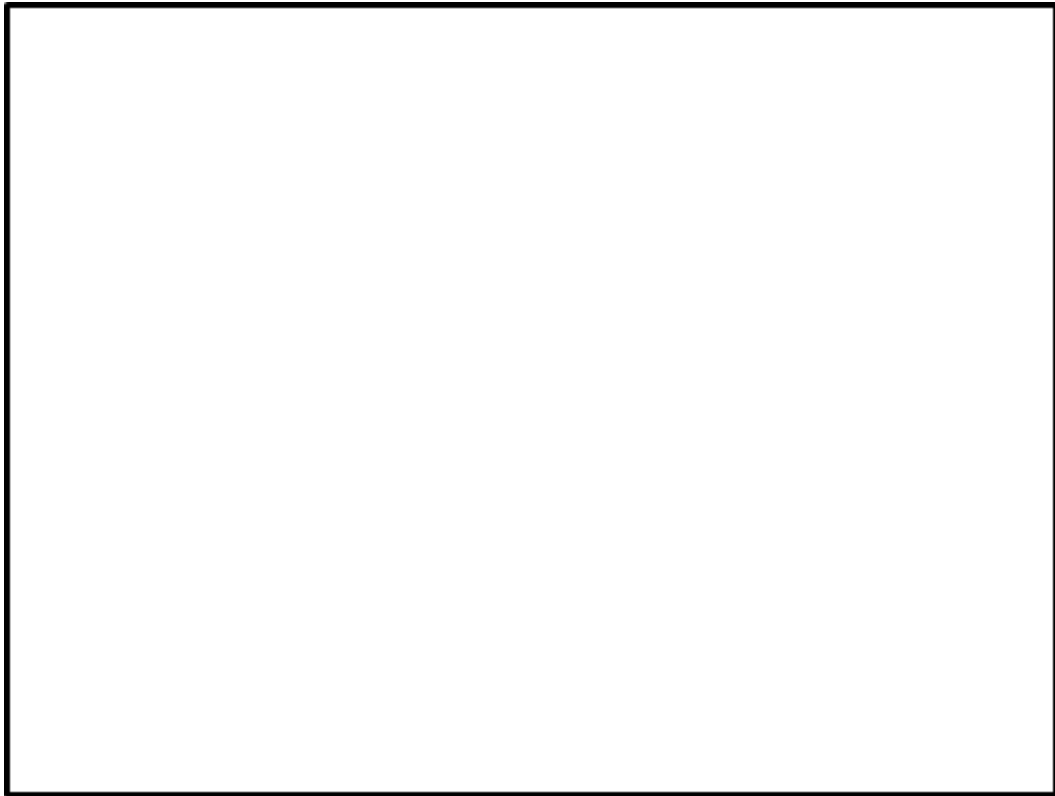
第 1. 13. 26 図 海から淡水貯水槽への補給 タイムチャート (2/2)
(海水ポンプ室から海水を取水する場合)



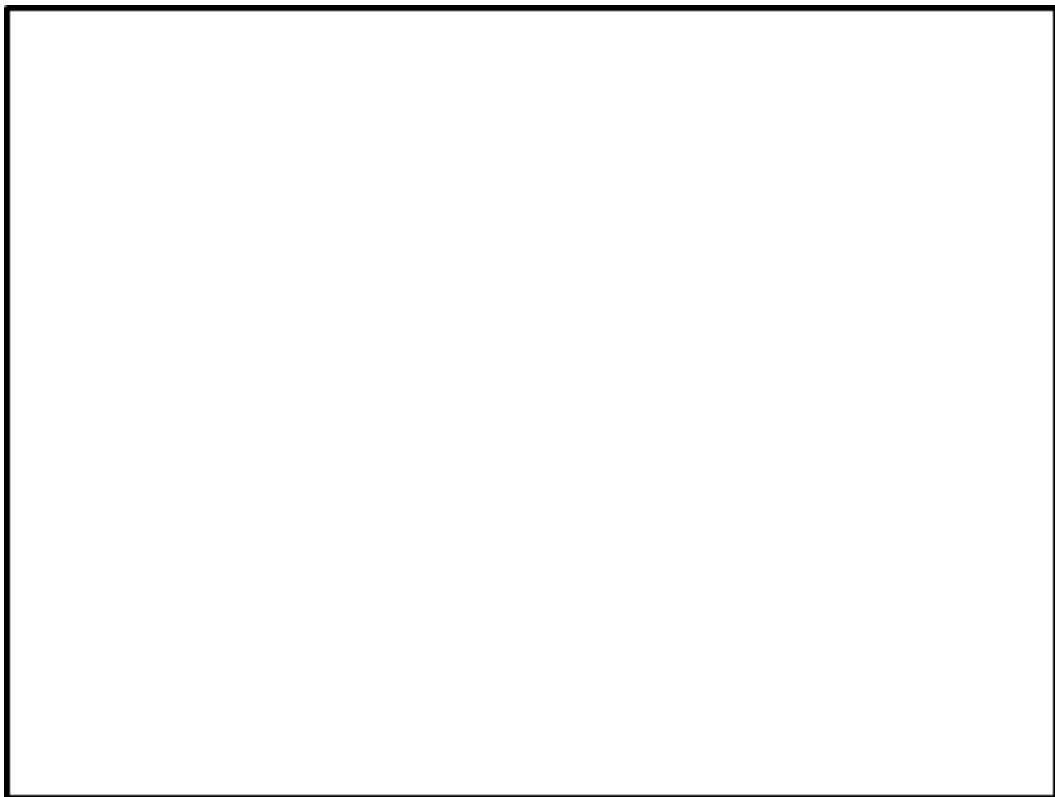
第 1.13.27 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（各種注水用）



第 1. 13. 28 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（各種補給用）



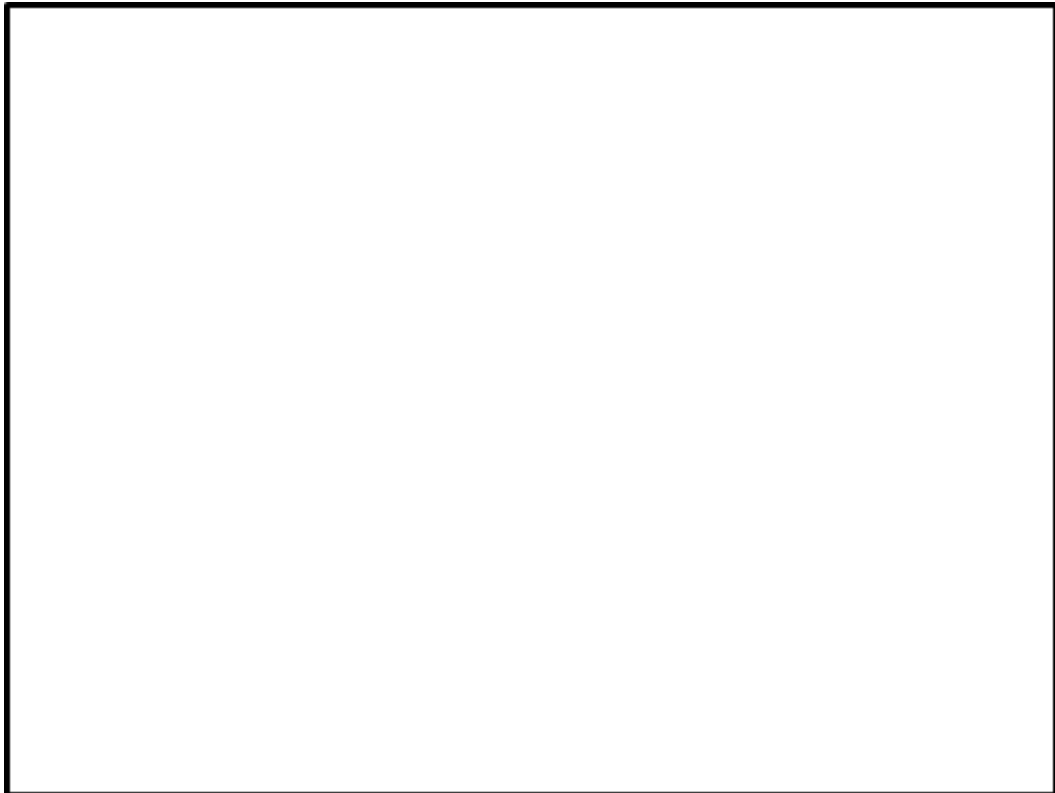
第 1.13.29 図 海から淡水貯水槽ルート図 (1/2) (取水口取水)



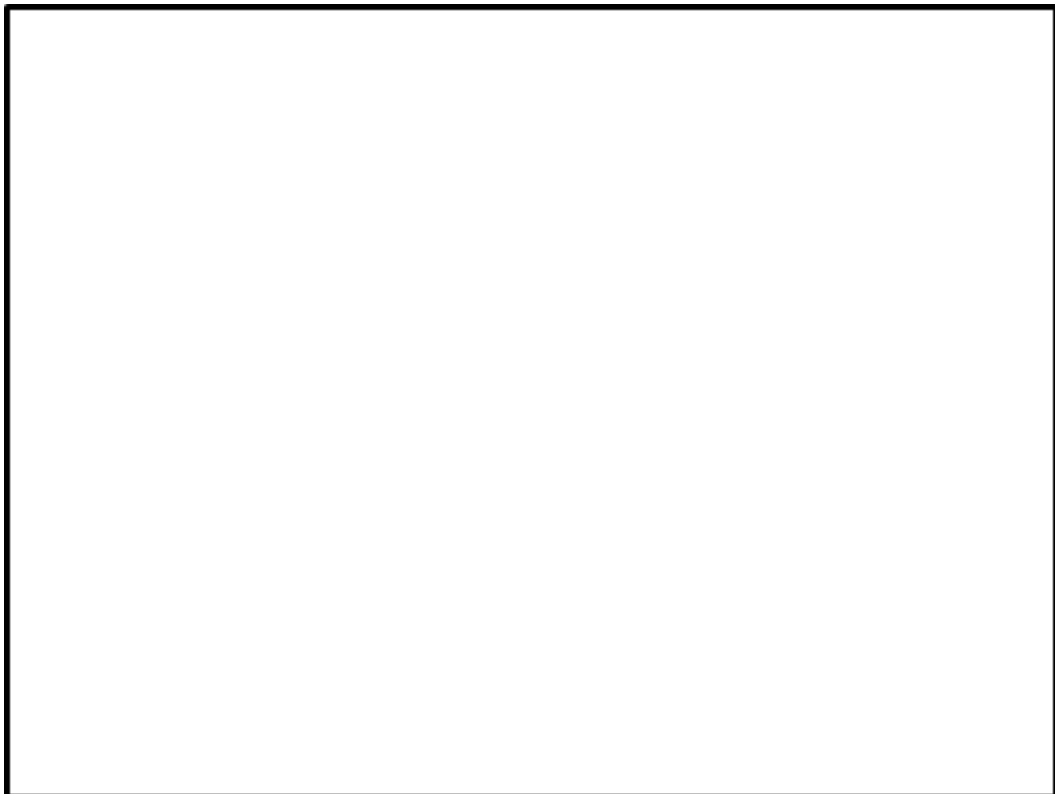
第 1.13.30 図 海から淡水貯水槽ルート図 (2/2) (海水ポンプ室取水)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.13-123



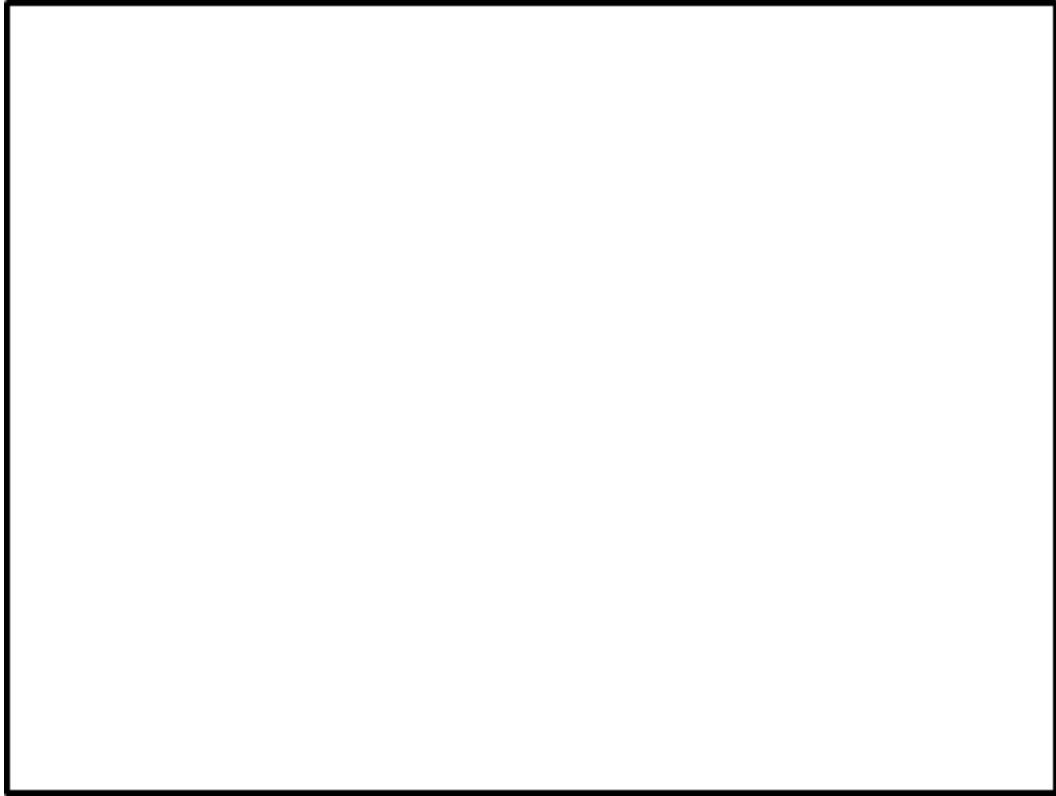
第 1.13.31 図 淡水貯水槽から各種注水ルート図



第 1.13.32 図 海から各種注水ルート図 (1/2) (取水口取水)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.13-124



第 1.13.33 図 海から各種注水ルート図 (2/2) (海水ポンプ室取水)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.13-125

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/4）

技術的能力審査基準（1.13）	番号	設置許可基準規則（56条）	技術基準規則（71条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、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を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、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を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、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を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第71条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、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を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量を供給できる手順等を整備すること。	②	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量を供給できること。	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量を供給できること。	⑨
b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
c) 海を水源として利用できること。	④	c) 海を水源として利用できること。	c) 海を水源として利用できること。	⑪
d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。	⑦	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/4)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を用いた対応手段 審査基準の要求に適合するための手段			自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	所要時間	対応人数	備考
復水貯蔵タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク	既設	①②③⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑩⑪⑬	ろ過水タンクを水源とした対応	ろ過水タンク	常設	-	-	-
	高圧代替注水系 (高圧代替注水系ポンプ)	新設			ろ過水ポンプ	常設			
	原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ)	既設			-	-	-		
	高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系ポンプ)	既設			-	-	-		
	制御駆動水圧系 (制御棒駆動水ポンプ)	既設			-	-	-		
	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	既設			-	-	-		
	低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ)	新設			-	-	-		
	復水補給水系 (復水移送ポンプ)	既設			-	-	-		
	原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	既設			-	-	-		
	原子炉格納容器頂部注水系 (常設) (燃料プール補給水ポンプ)	既設			-	-	-		
サブプレッションチェンバを水源とした対応	サブプレッションチェンバ	既設	①②③⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑩⑪⑬	淡水タンクを水源とした対応	淡水タンク	常設	6時間 25分	9名	自主対策設備とする理由は本文参照
	高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系ポンプ)	既設			大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	可搬			
	残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)	既設			大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	可搬			
	低圧炉心スプレイ系 (低圧炉心スプレイ)	既設			ホース・注水用ヘッダ・接続口	可搬			
代替循環冷却系 (代替循環冷却ポンプ)	新設	燃料補給設備	常設 可搬						
淡水貯水槽 (No. 1) ※1	新設	低圧代替注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	常設 可搬						
淡水貯水槽 (No. 2) ※1	新設	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	常設 可搬						
大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	新設	大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	可搬						
ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	可搬						
燃料補給設備	既設 新設	ホース・注水用ヘッダ・接続口	可搬						
低圧代替注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	新設	原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	常設 可搬						
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	新設	原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	常設 可搬						
大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	新設	使用済燃料プール代替注水系 (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	常設 可搬						
ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設	燃料プールスプレイ系 (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	常設 可搬						
原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	新設								
原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	新設								
使用済燃料プール代替注水系 (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	新設								
燃料プールスプレイ系 (大容量送水ポンプ (タイプⅠ) 及びホース・注水用ヘッダ・接続口)	新設								

※1: 本条【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を用いた対応手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	所要時間	対応人数	備考	
海を水源とした対応	大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	新設	①②④⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑩⑪⑫	-	-	-	-	-	-	
	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	新設								
	取水口	既設								
	取水路	既設								
	海水ポンプ室	既設								
	ホース・除熱用ヘッド・接続口	新設								
	燃料補給設備	既設 新設								
	原子炉補機代替冷却水系 (大容量送水ポンプ (タイプⅠ))	新設								
	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	新設								
	放水砲	新設								
	ホース	新設								
	泡消火薬剤混合装置	新設								
燃料補給設備	既設 新設									
ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設	①②⑧⑨	純水タンクを水源とした対応	純水タンク	常設	-	-	-	
	ほう酸水注入系 (ほう酸水注入系ポンプ)	既設			-	-	-	-		
	-	-			-	-	-			
淡水貯水槽を水源とした復水貯蔵タンクへの補給	淡水貯水槽 (No. 1) ※1	新設	①②③⑤⑥ ⑦⑧⑨⑩⑫ ⑬	復水貯蔵タンクを水源とした補給	ろ過水タンク	常設	7時間 20分	14名	自主対策設備とする理由は本文参照	
	淡水貯水槽 (No. 2) ※1	新設			純水タンク	常設				
	大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	新設			原水タンク	常設				
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設			大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	可搬				
	補給水系 配管・弁	既設 新設			大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	可搬				
	復水貯蔵タンク	既設			補給水系 配管・弁	常設				
	燃料補給設備	既設 新設			ろ過水系配管・弁	常設				
	-	-			給排水処理装置配管・弁	常設				
	-	-	-	-	海を水源とした復水貯蔵タンクへの補給	大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	可搬	8時間 10分	11名	自主対策設備とする理由は本文参照
						大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	可搬			
						取水口	常設			
						取水路	常設			
						海水ポンプ室	常設			
						ホース・接続口	可搬			
						補給水系 配管・弁	常設			
						復水貯蔵タンク	常設			
						燃料補給設備	常設 可搬			

※1: 本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を用いた対応手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	所要時間	対応人数	備考
淡水貯水槽への補給 海（取水口）から	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	新設	①②④⑤⑥ ⑦⑧⑨⑪⑫ ⑬						
	ホース	新設							
	淡水貯水槽（No. 1）※1	新設							
	淡水貯水槽（No. 2）※1	新設							
	取水口	既設							
	燃料補給設備	既設 新設							
淡水貯水槽への補給 海（海水ポンプ室）から	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	新設	①②④⑤⑥ ⑦⑧⑨⑪⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-
	ホース	新設							
	淡水貯水槽（No. 1）※1	新設							
	淡水貯水槽（No. 2）※1	新設							
	取水口	既設							
	取水路	既設							
	海水ポンプ室	既設							
燃料補給設備	既設 新設								
高圧炉心スプレイ系の水 源の切替え	復水貯蔵タンク	既設	①⑦⑧	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	高圧炉心スプレイ系	既設							
復水貯蔵タンクを水源とした送水中 における淡水から海水への切替え	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	新設	①⑦⑧	-	-	-	-	-	-
	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	新設							
	復水貯蔵タンク	既設							
	取水口	既設							
	取水路	既設							
	海水ポンプ室	既設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
	淡水貯水槽（No. 1）	新設							
	淡水貯水槽（No. 2）	新設							

※1：本条【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

重大事故等対策の成立性

1. 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水

(1) 操作概要

発電所対策本部は、大容量送水ポンプによる淡水の供給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、淡水貯水槽からの淡水の供給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び作業時間

淡水貯水槽からの淡水の供給のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホースの接続に必要な要員、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 9 名（重大事故等対応要員）
 想定時間 : 6 時間 25 分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

作業環境 : 車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明の他、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 大容量送水ポンプ（タイプ I）へのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）

及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバー（携帯）により発電所対策本部へ連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



大容量送水ポンプ（タイプ I）へのホース接続



水中ポンプ（大容量送水ポンプ（タイプ I））



水中ポンプの設置（訓練）

2. 淡水タンクを水源とした大容量送水ポンプによる送水

(1) 操作概要

発電所対策本部は、大容量送水ポンプによる淡水の供給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ(タイプⅠ又はタイプⅡ)の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ(タイプⅠ又はタイプⅡ)の設置及びホースの敷設、接続を実施し、淡水タンクからの淡水の供給を実施する。

(2) 作業場所

屋外(ろ過水タンクエリア及び原子炉建屋周辺)

(3) 必要要員数及び作業時間

淡水タンクからの淡水の供給のうち、大容量送水ポンプ(タイプⅠ又はタイプⅡ)の設置及びホースの接続に必要な要員、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 9名(重大事故等対応要員)
想定時間 : 6時間25分(訓練実績等)

(4) 操作の成立性

作業環境 : 車両付属の作業用照明、可搬型照明(ヘッドライト及び懐中電灯)により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具(全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等)を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明の他、可搬型照明(ヘッドライト及び懐中電灯)を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 大容量送水ポンプ(タイプⅠ又はタイプⅡ)へのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS 端末)

及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバー（携帯）により発電所対策本部へ連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



大容量送水ポンプ（タイプ I）へのホース接続



水中ポンプ（大容量送水ポンプ（タイプ I））



水中ポンプの設置（訓練）

3. 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種注水）

(1) 操作概要

発電所対策本部は、大容量送水ポンプによる海水の送水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による海を水源とした各種注水、接続口の場所及び海水取水箇所を決定する。

重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、海（取水口又は海水ポンプ室）からの海水の各種注水を実施する。

(2) 作業場所

屋外（取水口又は海水ポンプ室周辺）

(3) 必要要員数及び作業時間

海水取水箇所（取水口又は海水ポンプ室）からの海水の各種注水のうち、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の設置及びホースの接続に必要な要員、所要時間は以下のとおり。

a. 海（取水口）からの各種注水

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）
想定時間 : 6時間25分（訓練実績等）

b. 海（海水ポンプ室）からの各種注水

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）
想定時間 : 8時間55分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

作業環境 : 車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明の他、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 大容量送水ポンプ（タイプ I）へのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー (携帯) により発電所対策本部へ連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



大容量送水ポンプ（タイプ I）へのホース接続



水中ポンプ（大容量送水ポンプ（タイプ I））



水中ポンプの設置（訓練）

4. 海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種供給）

(1) 操作概要

発電所対策本部は、大容量送水ポンプによる海水の送水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）による海を水源とした各種供給、接続口の場所及び海水取水箇所を決定する。

重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、海（取水口又は海水ポンプ室）からの海水の各種供給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（取水口又は海水ポンプ室周辺）

(3) 必要要員数及び作業時間

海水取水箇所（取水口又は海水ポンプ室）からの海水の各種供給のうち、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の設置及びホースの接続に必要な要員、所要時間は以下のとおり。

a. 海（取水口）からの各種供給

必要要員数 : 6名（重大事故等対応要員）
想定時間 : 7時間35分（訓練実績等）

b. 海（海水ポンプ室）からの各種供給

必要要員数 : 6名（重大事故等対応要員）
想定時間 : 9時間00分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

作業環境 : 車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明の他、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる

設備はない。

操作性 : 大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプ II) へのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー (携帯) により発電所対策本部へ連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ (タイプ I)



大容量送水ポンプ (タイプ I) へのホース接続



水中ポンプ (大容量送水ポンプ (タイプ I))



水中ポンプの設置 (訓練)

5. 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、復水貯蔵タンクへの補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の設置場所、水源、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確保した上で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、復水貯蔵タンクへの補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺、ろ過水タンクエリア、取水口周辺又は海水ポンプ室周辺及び復水貯蔵タンクエリア）

(3) 必要要員数及び作業時間

復水貯蔵タンクへの補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプⅠ又はタイプⅡ）の設置及びホースの敷設、接続に必要な要員[※]、所要時間は以下のとおり。

※ 以下に示す必要要員数は重大事故等対応要員の要員数であり、これに加えて、運転員1名（状況監視）を必要とする。

a. 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 6時間25分（訓練実績等）

b. 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 6時間25分（訓練実績等）

c. 海（取水口）から復水貯蔵タンクへの補給

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 6時間25分（訓練実績等）

d. 海（海水ポンプ室）から復水貯蔵タンクへの補給

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 8時間55分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

作業環境 : 車両付属の作業用照明, 可搬型照明 (ヘッドライト及び懐中電灯) により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから, 防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等) を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明の他, 可搬型照明 (ヘッドライト及び懐中電灯) を携行していることから, 夜間においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 大容量送水ポンプ (タイプ I 又はタイプ II) からのホースの接続は, 汎用の結合金具であり, 容易に操作可能である。また, 作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく, 十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており, 重大事故等の環境下において, 通常連絡手段が使用不能となった場合でも, トランシーバー (携帯) により発電所対策本部へ連絡することが可能である。

補給操作は中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが, 衛星電話 (固定), 衛星電話 (携帯), トランシーバ (固定) 及びトランシーバ (携帯) を用いることにより, 円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設、接続



復水貯蔵タンク接続マンホール



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



注水用ヘッダへのホース接続



流量調整

6. 淡水貯水槽への補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、淡水貯水槽への補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場にて、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の設置及びホースの敷設、接続を実施し、淡水貯水槽への補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（取水口周辺又は海水ポンプ室周辺及び淡水貯水槽周辺）

(3) 必要要員数及び作業時間

淡水貯水槽への補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の設置及びホースの敷設、接続に必要な要員、所要時間は以下のとおり。

a. 海（取水口）から淡水貯水槽への補給

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 5時間5分（訓練実績等）

b. 海（海水ポンプ室）から淡水貯水槽への補給

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 7時間40分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性

作業環境 : 車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を実施する。

移動経路 : 車両付属の作業用照明の他、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS 端末)及び送受話器(ページング)を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー(携帯)により発電所対策本部へ連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ(タイプⅡ)



ホース敷設, 接続



大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の起動

1.14 電源の確保に関する手順等

< 目 次 >

1.14.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備
 - (a) 代替交流電源設備による給電
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備
 - (a) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
 - (b) 常設代替直流電源設備による給電
 - (c) 可搬型代替直流電源設備による給電
 - (d) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電
 - (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備
 - (a) 代替所内電気設備による給電
 - (b) 重大事故等対処設備
 - d. 燃料補給のための対応手段及び設備
 - (a) 燃料補給設備による補給
 - (b) 重大事故等対処設備
 - e. 手順等

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

- (1) 代替交流電源設備による給電
 - a. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電
 - b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

- (1) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
- (2) 常設代替直流電源設備による給電
- (3) 可搬型代替直流電源設備による給電
- (4) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順

- (1) 代替所内電気設備による給電
 - a. ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及

びMCC 2G 系受電

1. 14. 2. 4 燃料の補給手順

- (1) 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給
- (2) タンクローリから各機器への補給

1. 14. 2. 5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 非常用交流電源設備による給電
- (2) 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電
- (3) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電

1. 14. 2. 6 重大事故等時の対応手段の選択

- (1) 代替電源（交流）による対応手段
- (2) 代替電源（直流）による対応手段

添付資料 1. 14. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1. 14. 2 重大事故対策の成立性

1. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電
2. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電
3. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
4. 可搬型代替直流電源設備による給電
5. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電
6. ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電
7. 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給
8. タンクローリから各機器への補給

添付資料 1. 14. 3 不要直流負荷 切離しリスト

添付資料 1. 14. 4 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

1.14 電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保
 - a) 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、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。
 - c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。
 - d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1. 14. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

外部電源が喪失した場合において、非常用高圧母線及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として、非常用交流電源設備、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備を設置している。

また、非常用交流電源設備、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備、非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備から供給された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として、非常用所内電気設備を設置している。

これらの設計基準事故対処設備のうち、非常用交流電源設備、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1. 14. 1 図）。

重大事故等対処設備のほか、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*1}を選定する。

※ 1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十七条及び技術基準規則第七十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である非常用交流電源設備、高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

非常用交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ディーゼル発電機
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
- ・軽油タンク
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク

- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路
- ・原子炉補機冷却水系

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
- ・軽油タンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2H 系電路
- ・高圧炉心スプレイ系補機冷却水系

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・125V 蓄電池 2H
- ・125V 充電器盤 2H
- ・125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H～125V 直流主母線盤 2H 電路

機能喪失原因対策分析の結果、設計基準事故対処設備の故障として、非常用高圧母線への交流電源による給電及び直流設備への直流電源による給電に使用する設備並びに非常用所内電気設備の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.14.1 表に整理する。

a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備の故障により非常用高圧母線への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電に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。

i. 常設代替交流電源設備による給電

常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路
- ・ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路

ii. 可搬型代替交流電源設備による給電

可搬型代替交流電源設備を代替所内電気設備に接続し、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・電源車
- ・電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路
- ・電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低圧母線 2G 系電路
- ・軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ホース
- ・タンクローリ

iii. 号炉間電力融通設備による給電

号炉間電力融通ケーブルを用いて 3 号炉の非常用高圧母線から 2 号炉の緊急用高圧母線までの電路を構築し、3 号炉からの給電により、2 号炉の非常用高圧母線を受電する手段がある。

号炉間電力融通設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高压母線 2C 系又は非常用高压母線 2D 系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高压母線 2C 系又は非常用高压母線 2D 系電路

なお、号炉間電力融通ケーブル（常設）は 3 号炉の非常用高压母線と 2 号炉の緊急用高压母線間にあらかじめ敷設し、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は屋外の保管エリアに配備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電機～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路及びガスタービン発電機～緊急用低压母線 2G 系電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、電源車、電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路、電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低压母線 2G 系電路、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁、ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1. 14. 1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で交流電源が喪失した場合においても、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できる。

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

・号炉間電力融通設備

号炉間電力融通設備で使用する設備の耐震性は確保されていないが、3 号炉の非常用ディーゼル発電機及び電路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

(a) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備により 24 時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 3 図に示す。

- ・ 125V 蓄電池 2A
- ・ 125V 蓄電池 2B
- ・ 125V 充電器盤 2A
- ・ 125V 充電器盤 2B
- ・ 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路
- ・ 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路

(b) 常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障及び所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池により直流設備への給電ができない場合は、常設代替直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 3 図及び第 1. 14. 4 図に示す。

- ・ 125V 代替蓄電池
- ・ 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路
- ・ 250V 蓄電池
- ・ 250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路

(c) 可搬型代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障及び所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池により直流設備への給電ができない場合は、常設代替直流電源設備により 8 時間電源供給し、その後、電源車、代替所内電気設備、125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 3 図及び第 1. 14. 4 図に示す。

- ・ 電源車
- ・ 125V 代替蓄電池
- ・ 125V 代替充電器盤

- ・ 250V 蓄電池
- ・ 250V 充電器盤
- ・ 軽油タンク
- ・ ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ
- ・ 電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低圧母線 2G 系～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路
- ・ 電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低圧母線 2G 系～250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路

(d) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障及び所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池により直流設備への給電ができない場合で、可搬型交流電源設備の電源車から給電できない場合に、125V 代替充電器盤用電源車接続設備に電源車を接続することにより、代替所内電気設備を経由せずに直接 125V 代替充電器盤を受電し、直流設備へ給電する手段がある。

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 3 図に示す。

- ・ 電源車
- ・ 代替直流電源用切替盤
- ・ 代替直流電源用変圧器
- ・ 125V 代替充電器盤
- ・ 軽油タンク
- ・ ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ
- ・ 電源車～電源車接続口（制御建屋）～代替直流電源用切替盤～代替直流電源用変圧器～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備のうち、125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B, 125V 充電器盤 2A, 125V 充電器盤 2B, 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替直流電源設備による直流設備への給電で使用する設備のうち、電源車, 125V 代替蓄電池, 125V 代替充電器盤, 250V 蓄電池, 250V 充電器盤, 軽油タンク, ガスタービン発電設備軽油タンク, 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁, ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁, ホース, タンクローリ, 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路, 250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路, 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系 ～250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路及び電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系 ～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 14. 1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で直流電源が喪失した場合においても、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できる。

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

- ・125V 代替充電器盤用電源車接続設備 (代替直流電源用切替盤, 代替直流電源用変圧器, 電源車接続口 (制御建屋)～代替直流電源用切替盤～代替直流電源用変圧器～125V 代替充電器盤電路)

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合は、代替所内電気設備にて電路を確保し、常設代替交流電源設備, 号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、重大事故等が発生した場合において、共通要因で同時に機能を喪失することなく、少なくとも一

系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

代替所内電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・ガスタービン発電機接続盤
- ・緊急用高圧母線 2F 系
- ・緊急用高圧母線 2G 系
- ・緊急用動力変圧器 2G 系
- ・緊急用低圧母線 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2C 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2D 系
- ・非常用高圧母線 2C 系
- ・非常用高圧母線 2D 系

(b) 重大事故等対処設備

代替所内電気設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系、緊急用交流電源切替盤 2D 系、非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 14. 1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、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できる。

d. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による補給

重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、燃料補給設備により補給する手段がある。

燃料補給設備による補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ホース

- ・タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備

燃料補給設備による補給で使用する設備のうち、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁、ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 14. 1)

以上の重大事故等対処設備により、重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保し、必要な期間運転を継続することができる。

e. 手順等

上記「a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備」、「b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備」、「c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備」及び「d. 燃料補給のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整理する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1. 14. 1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第 1. 14. 2 表）。

さらに、他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する。

(添付資料 1. 14. 4)

1. 14. 2 重大事故等時の手順

1. 14. 2. 1 代替電源（交流）による対応手順

(1) 代替交流電源設備による給電

a. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合並びに外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電が見込めない場合に、発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる非常用高圧母線 2C 系（以下「M/C 2C 系」という。）及び非常用高圧母線 2D 系（以下「M/C 2D 系」という。）の電源を復旧する。M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作完了後、125V 充電器盤及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。

ガスタービン発電機は外部電源の喪失により自動起動し、M/C 2C 系及び M/C 2D 系の遮断器を操作することにより、ガスタービン発電機による給電を行う。ガスタービン発電機による給電ができず、号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通ができない場合は、電源車による給電を行う。

代替交流電源設備による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
4. 電源車

なお、優先 2 及び優先 3 の手順については「b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電」にて整備する。

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については「1. 14. 2. 4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

[ガスタービン発電機による給電の判断基準]

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合。

[電源車による給電の判断基準]

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により給電ができない場合並びにガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルによる給電ができない場合。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に、概要図を第 1.14.6 図にタイムチャートを第 1.14.7 図及び第 1.14.8 図に示す。

[優先 1. ガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

- ①^a 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にガスタービン発電機の起動状態確認、緊急用高圧母線 2F 系（以下「M/C 2F 系」という。）、緊急用高圧母線 2G 系（以下「M/C 2G 系」という。）及び緊急用低圧母線 2G 系（以下「P/C 2G 系及び MCC 2G 系」という。）の受電状態確認並びに M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備開始を指示する。
- ②^a 中央制御室運転員 A 及び B は、ガスタービン発電機の起動状態及び M/C 2F 系及び M/C 2G 系受電状態を確認し、発電課長に起動及び受電が完了したことを報告する。
- ③^a 中央制御室運転員 A 及び B は、受電前準備として M/C 2C 系、非常用低圧母線 2C 系（以下「P/C 2C 系及び MCC 2C 系」という。）、M/C 2D 系及び非常用低圧母線 2D 系（以下「P/C 2D 系及び MCC 2D 系」という。）の動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチ（以下「CS」という。）を「停止」又は「引ロック」とし、発電課長に受電準備が完了したことを報告する。
- ④^a 発電課長は、運転員にガスタービン発電機による M/C 2C 系への受電開始を指示する。
- ⑤^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2C 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系の受電操作を実施する。
- ⑥^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑦^a 発電課長は、運転員に M/C 2F 系から M/C 2D 系への受電開始を指示する。
- ⑧^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電操作を実施する。
- ⑨^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。

125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1.14.2.2.(1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧^a～⑬^a の

操作手順と同様である。

[優先 4. 電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

(原子炉建屋 の電源車接続口 (建屋内) を使用する場合 (原子炉建屋 の電源車接続口 (建屋外) を使用の場合は④^b, ⑤^b, ⑥^bを除く))

- ①^b 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備開始を指示する。
- ②^b 発電課長は、発電所対策本部へ電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電準備開始を依頼する。
- ③^b 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電準備開始を指示する。
- ④^b 重大事故等対応要員は、電源車接続口 (建屋内) へ電源車ケーブルを接続する場合は、発電所対策本部に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放依頼を連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑤^b 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、電源車接続口 (建屋内) へ電源車ケーブルを接続する場合は、運転員に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を指示する。
- ⑥^b 現場運転員 C 及び D は、発電課長に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を行い報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑦^b 中央制御室運転員 A 及び B は、受電前準備として M/C 2C 系, M/C 2D 系, P/C 2C 系及び P/C 2D 系の動的負荷自動起動防止のため CS を「停止」又は「引ロック」とする。
- ⑧^b 現場運転員 C 及び D は、受電前準備として MCC 2C 系及び MCC 2D 系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、発電課長に MCC 2C 系及び MCC 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑨^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「切」又は「切」確認を実施する。
- ⑩^b 重大事故等対応要員は、電源車を電源車接続口付近に配置し、電源車から電源車接続口までの間に電源車搭載のケーブルを敷設する。
- ⑪^b 重大事故等対応要員は、電源車接続口に電源車ケーブルを接続し、発電所対策本部に給電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑫^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2G 系から M/C 2C 系へ給電するための遮断器を「入」、M/C 2G 系から M/C 2C 系を受電するための遮断器を「入」、M/C 2G 系から M/C 2D 系へ給電するための遮断器を「入」、

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

M/C 2G 系から M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」及び電源車から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「入」とする。

- ⑬^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C 系から P/C 2C 系へ給電するための遮断器及び M/C 2D 系から P/C 2D 系へ給電するための遮断器の「入」確認を実施し、発電課長に M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑭^b 発電課長は、発電所対策本部へ電源車から M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電を依頼する。
- ⑮^b 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車から M/C 2G 系、M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電開始を指示する。
- ⑯^b 重大事故等対応要員は、電源車を起動し、発電所対策本部に M/C 2G 系、M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ報告する。
- ⑰^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2G 系、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。
125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1. 14. 2. 2. (1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

優先 1 のガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作は、中央制御室運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電完了までの所要時間は 15 分以内で可能である。

優先 4 の電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作は、中央制御室運転員 2 名、現場運転員 2 名、重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電完了までの所要時間は 125 分以内で可能である。

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

(添付資料 1. 14. 2-1)

b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

2 号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない場合において，号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して 3 号炉の非常用ディーゼル発電機から M/C 2C 系又は M/C 2D 系までの電路を構成し，3 号炉から給電することにより，発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

3 号炉の非常用ディーゼル発電機から M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電する手段として，3 号炉の非常用高圧母線 C 系（以下「3 号 M/C 3C 系」という。）又は非常用高圧母線 D 系（以下「3 号 M/C 3D 系」という。）から M/C 2F 系間に常設された号炉間電力融通ケーブル（常設）により給電する。

3 号 M/C 3C 系又は 3 号 M/C 3D 系から M/C 2F 系間の号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合は，屋外（保管エリア）に配備する号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して，3 号 M/C 3C 系又は 3 号 M/C 3D 系から M/C 2G 系間にケーブルを敷設し，M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電の判断基準]

2 号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない状況において，3 号炉の非常用ディーゼル発電機 (A) 系又は非常用ディーゼル発電機 (B) 系が健全で電力融通が可能な場合。

[号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電の判断基準]

2 号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機，ガスタービン発電機，及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電ができない状況において，3 号炉の非常用ディーゼル発電機 (A) 系又は非常用ディーゼル発電機 (B) 系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に，概要図を第 1.14.9 図に，タイムチャートを第 1.14.10 図及び第 1.14.11 図に示す。

[優先 2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

①^a 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディー

ゼル発電機 (A) 系による M/C 2F 系, M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備を指示する。

- ②^a 中央制御室運転員 A 及び B は, 受電前準備としてガスタービン発電機から M/C 2F 系を受電するための遮断器, M/C 2F 系から M/C 2C 系へ給電するための遮断器, M/C 2F 系から M/C 2D 系へ給電するための遮断器, 3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器及び 3 号 M/C 3D 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器を「切」又は「切」確認する。
- ③^a 中央制御室運転員 A 及び B は, M/C 2C 系, M/C 2D 系, P/C 2C 系及び P/C 2D 系の動的負荷自動起動防止のため CS を「停止」又は「引ロック」とし, 発電課長に M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ④^a 3 号炉発電課長は, 3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系の給電準備を指示する。
- ⑤^a 3 号炉中央制御室運転員 A は, 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施し, 3 号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。また, 3 号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑥^a 発電課長は, 運転員及び 3 号炉発電課長へ号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C 2F 系への給電開始を指示する。
- ⑦^a 3 号炉発電課長は, 3 号炉運転員に 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系から M/C 2F 系への給電を指示する。
- ⑧^a 3 号炉中央制御室運転員 A は, 3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系へ給電するための遮断器を「入」とし, 3 号炉発電課長に M/C 2F 系への給電が完了したことを報告する。また, 3 号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑨^a 発電課長は, 運転員に 3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系への受電開始を指示する。
- ⑩^a 中央制御室運転員 A 及び B は, 3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器を「入」とし, 発電課長に M/C 2F 系の受電が完了したことを報告する。
- ⑪^a 発電課長は, 運転員に号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系への受電開始を指示する。
- ⑫^a 中央制御室運転員 A 及び B は, M/C 2F 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電するための遮断器を「入」とする。
- ⑬^a 中央制御室運転員 A 及び B は, M/C 2F 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」とし, M/C 2C 系, P/C 2C 系及び MCC

2C系並びにM/C 2D系, P/C 2D系及びMCC 2D系の受電操作を実施する。

- ⑭^a 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C系, P/C 2C系及びMCC 2C系並びにM/C 2D系, P/C 2D系及びMCC 2D系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A, 125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1. 14. 2. 2. (1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操作手順と同様である。

[優先 3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C系及びM/C 2D系受電の場合]

- ①^b 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2G系, M/C 2C系及びM/C 2D系への受電準備を指示する。
- ②^b 発電課長は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び電路構成を依頼する。
- ③^b 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2C系及びM/C 2D系への受電準備開始を指示する。
- ④^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C系, M/C 2D系, P/C 2C系及びP/C 2D系の動的負荷自動起動防止のため CS を「停止」又は「引ロック」とする。
- ⑤^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2F系から M/C 2G系へ給電するための遮断器及びM/C 2F系から M/C 2G系を受電するための遮断器の「切」又は「切」確認する。
- ⑥^b 中央制御室運転員 A 及び B は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により M/C 2G系を受電するための遮断器の「切」を確認し、発電課長に M/C 2C系及びM/C 2D系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑦^b 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C系及びM/C 2D系への給電準備を指示する。
- ⑧^b 3 号炉中央制御室運転員 A は、3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系の運転継続に、不要な負荷の停止操作を実施する。
- ⑨^b 3 号炉中央制御室運転員 A は、3 号 M/C 3C系から M/C 2G系へ給電するための遮断器及び 3 号 M/C3C系から M/C2F系へ給電するための遮断器の「切」を確認し、3 号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。また、3 号炉発電課長は発電課長に報告する。

- ⑩^b 重大事故等対応要員は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を保管エリアから 2 号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口又は 3 号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口付近に配備し、2 号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口及び 3 号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口間に、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を敷設する。
- ⑪^b 重大事故等対応要員は、2 号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口及び 3 号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を接続する。
- ⑫^b 重大事故等対応要員は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への受電準備が完了したことを、報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑬^b 発電課長は、運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2G 系への給電開始を指示する。
- ⑭^b 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2G 系への給電開始を指示する。
- ⑮^b 3 号炉現場運転員 B 及び C は、3 号 M/C 3C 系にて回路構成を実施し、発電課長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑯^b 3 号炉中央制御室運転員 A は、3 号 M/C 3C 系から M/C 2G 系へ給電するための遮断器を「入」とし、3 号炉発電課長に M/C 2G 系への給電が完了したことを報告する。また、3 号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑰^b 中央制御室運転員 A 及び B は、3 号 M/C 3C 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「入」とし、発電課長に M/C 2G 系の受電が完了したことを報告する。
- ⑱^b 発電課長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号 M/C 3C 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系への受電開始を指示する。
- ⑲^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2G 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電するための遮断器を「入」とする。
- ⑳^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2G 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電操作を実施する。
- ㉑^b 中央制御室運転員 A 及び B は、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1. 14. 2. 2. (1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操

作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

優先 2. の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作は、2 号炉中央制御室運転員 2 名及び 3 号炉中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電完了までの所要時間は 30 分以内で可能である。

優先 3. の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作は、2 号炉中央制御室運転員 2 名、3 号炉中央制御室運転員 1 名、3 号炉現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電完了までの所要時間は 225 分以内で可能である。

なお、号炉間電力融通ケーブル（常設）については、M/C 2F 系と 3 号 M/C 3C 系間及び M/C 2F 系と 3 号 M/C 3D 系間に常時敷設されている。

また、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は屋外（第 2 保管エリア）に配備されており、円滑に 2 号炉及び 3 号炉間にケーブルを敷設することが可能である。

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

（添付資料 1.14.2-2）

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

(1) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B により、24 時間にわたり直流母線へ給電する。

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線（125V 直流主母線盤）への給電から、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による直流母線（125V 直流主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。全交流動力電源喪失から 1 時間後、125V 直流主母線盤の不要な負荷を中央制御室の遠隔操作にて切離しを実施する。全交流動力電源喪失から 8 時間後、更に不要な負荷を現場にて切り離すことで、24 時間にわたり直流母線へ給電する。

所内常設蓄電式直流電源設備から直流母線へ給電している 24 時間以内に、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備により MCC 2C 系及び MCC 2D 系を受電し、125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B の直流電源の機能を回復させる。

なお、蓄電池を充電する際は水素ガスが発生するため、蓄電池室の換気を確保した上で蓄電池の回復充電を実施する。

また、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備により MCC 2C 系及び MCC 2D 系の受電完了後は、中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧確認を行う。

a. 手順着手の判断基準

[125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電の判断基準]

全交流動力電源喪失により、125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B の交流入力電源の喪失が発生した場合。

[125V 充電器盤 2A, 125V 充電器盤 2B の受電及び中央制御室監視計器の復旧の判断基準]

全交流動力電源喪失時に、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備により、MCC 2C 系及び MCC 2D 系の受電が可能となった場合。

b. 操作手順

所内常設蓄電式直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に、概要図を第 1.14.12 図及び第 1.14.14 図に、タイムチャートを第 1.14.13 図及び第 1.14.15 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電が開始され、125V 直流主母線盤 2A 電圧、125V 直流主母線盤 2B 電圧、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。
- ③ 発電課長は、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による直流母線への給電が全交流動力電源喪失から 1 時間経過後に、遠隔操作により不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御盤にて不要な直流負荷の切離し操作を実施し、125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2B の異常がないことを確認後、発電課長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。

- ⑤ 発電課長は、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による直流母線への給電が全交流動力電源喪失から 8 時間経過後に、現場操作により不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、現場にて 125V 直流主母線盤及び 125V 直流分電盤の不要な直流負荷の切離し操作を実施し、発電課長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。
- ⑦ 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に蓄電池による給電開始から 24 時間以内に、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による MCC 2C 系及び MCC 2D 系への受電完了後、交流電源による 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B の受電準備開始を指示する。
- ⑧ 発電課長は、運転員に 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が受電されていることを確認するよう指示する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が受電されたことを、125V 直流主母線盤 2A 電圧、125V 直流主母線盤 2B 電圧、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑩ 発電課長は、運転員に DC125V バッテリ室 (A) 及び DC125V バッテリ室 (B) における蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、計測制御電源室 (A) 空調及び計測制御電源室 (B) 空調を起動し、DC125V バッテリ室 (A) 及び DC125V バッテリ室 (B) の換気を指示する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、計測制御電源室 (A) 空調及び計測制御電源室 (B) 空調の CS を「入」とし、発電課長に DC125V バッテリ室 (A) 及び DC125V バッテリ室 (B) の換気を実施したことを報告する。
- ⑫ 発電課長は、運転員に中央制御室監視計器の復旧確認を指示する。
- ⑬ 中央制御室運転員 A は、中央制御盤にて中央制御室監視計器が復旧されていることを状態表示により確認し、発電課長に復旧が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から不要な直流負荷の切離し操作は、1 時間負荷は 5 分以内で可能であり、8 時間負荷は 60 分以内で可能である。
- ・ 常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による 125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の復旧は、20 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設

備を整備する。

(添付資料 1. 14. 2-3)

(2) 常設代替直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池により、24 時間にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合。

b. 操作手順

常設代替直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 14. 5 図に、概要図を第 1. 14. 16 図及び第 1. 14. 17 図に、タイムチャートを第 1. 14. 18 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に 125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2B-1 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 への給電開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、125V 直流主母線盤 2B から 125V 直流主母線盤 2B-1 を受電するための遮断器を「切」とする。
- ③ 中央制御室運転員 A は、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤 2B-1 を受電するための遮断器を「入」とし、125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ④ 発電課長は、運転員に 125V 直流電源切替盤 2B にて 125V 直流主母線盤 2B の負荷を、125V 直流主母線盤 2B-1 からの給電へ切替えを指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、125V 直流電源切替盤 2B にて必要負荷を 125V 直流主母線盤 2B 給電から 125V 直流主母線盤 2B-1 給電へ切替操作を実施し、発電課長に切替えが完了したことを報告する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に 125V 直流主母線盤 2A-1 又は 125V 直流主母線盤 2B-1 にて、現場操作により不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、現場にて 125V 直流主母線盤 2A-1 又は 125V 直流主母線盤 2B-1 の不要な直流負荷の切離し操作を実施し、発電課長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。
- ⑧ 発電課長は、運転員に 125V 直流主母線盤 2A-1 への給電開始を指示する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、125V 直流主母線盤 2A から 125V 直流主母線盤 2A-1 を受電するための遮断器を「切」とする。

- ⑩ 中央制御室運転員 A は、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤 2A-1 を受電するための遮断器を「入」とし、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑪ 発電課長は、運転員に 125V 直流電源切替盤 2A にて 125V 直流主母線盤 2A の負荷を 125V 直流主母線盤 2A-1 からの給電へ切替えを指示する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、125V 直流電源切替盤 2A にて必要負荷を 125V 直流主母線盤 2A 給電から 125V 直流主母線盤 2A-1 給電へ切替操作を実施し、発電課長に切替えが完了したことを報告する。
- ⑬ 発電課長は、運転員に 250V 蓄電池からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、250V 蓄電池による給電が開始され、250V 直流主母線盤電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。
- ⑮ 発電課長は、125V 代替蓄電池 2B-1、125V 代替蓄電池 2A-1 及び 250V 蓄電池による直流母線への給電開始及び全交流動力電源喪失から 1 時間経過後に、遠隔操作により不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ⑯ 中央制御室運転員 A は、中央制御盤にて不要な直流負荷の切離し操作を実施し、125V 直流主母線盤 2B-1、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 250V 直流主母線盤の異常がないことを確認後、発電課長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ 125V 蓄電池 2A-1、125V 蓄電池 2B-1 及び 250V 蓄電池から不要な直流負荷の切離し操作は、1 時間負荷は 5 分以内で可能である。

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

(添付資料 1. 14. 2-4)

(3) 可搬型代替直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、可搬型代替直流電源設備（電源車、125V 代替蓄電池、125 V 代替充電器盤、250V 蓄電池及び 250 V 充電器盤）により直流電源を必要な機器へ給電する。

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1. 14. 2. 4 燃料の補給手順」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、常設代替直流電源設備により給電する場合において、24 時間以内に常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合。

b. 操作手順

可搬型代替直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 14. 5 図に、概要図を第 1. 14. 19 図及び第 1. 14. 20 図に、タイムチャートを第 1. 14. 21 図に示す。

- ① 運転員は、可搬型代替直流電源設備による給電に先立ち、「1. 14. 2. 2(2)b. 常設代替直流電源設備による給電」の操作手順を実施する。
- ② 発電課長は、運転員に電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電開始を指示する。
- ③ 発電課長は、発電所対策本部へ電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電開始を依頼する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電開始を指示する。
- ⑤ 運転員及び重大事故等対応要員は、125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電に先立ち、「1. 14. 2. 3(1)a. (b) (優先 4. 電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合④^d～⑭^d)」の操作手順を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧、125V 直流主母線盤 2B-1 電圧及び 250V 直流主母線盤電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に DC125V 代替バッテリー室及び DC250V バッテリー室における蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、計測制御電源室 (A) 空調を起動し、DC125V 代替バッテリー室及び DC250V バッテリー室の換気を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、計測制御電源室 (A) 空調の電源を MCC 2C 系から MCC 2G 系への切替えを実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、計測制御電源室 (A) 空調を起動し、発電課長に 125V 代替蓄電池室の換気を実施したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備による 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤の受

電完了は 130 分以内で可能である。

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

(添付資料 1.14.2-4)

(4) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合で、かつ電源車から代替所内電気設備を経由し 125V 代替充電器盤による直流電源の給電ができない場合に、電源車を 125V 代替充電器盤用電源車接続設備に接続し、125V 代替充電器盤へ給電する。

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、24 時間以内に常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合において、電源車から代替所内電気設備を経由し 125V 代替充電器盤による給電ができない場合。

b. 操作手順

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に、概要図を第 1.14.22 図に、タイムチャートを第 1.14.23 図に示す。

(制御建屋 の電源車接続口 (建屋内) を使用する場合 (制御建屋 の電源車接続口 (建屋外) を使用の場合は⑤、⑥、⑦を除く))

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車、125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤への給電準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電準備を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電に先立ち「1.14.2.2(2). b 常設代替直流電源設備による給電②～⑫」の手順を実施する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、電源車接続口 (建屋内) へ電源車ケーブルを接続する場合は、発電所対策本部に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

放依頼を連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑥ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、電源車接続口（建屋内）へ電源車ケーブルを接続する場合は、運転員に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、発電課長に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を行い報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、電源車を電源車接続口付近に配置し、電源車から電源車接続口までの間に電源車搭載のケーブルを敷設する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、電源車接続口に電源車ケーブルを接続し、発電所対策本部に給電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑩ 現場運転員 B 及び C は、MCC 2G 系から 125V 代替充電器盤へ給電するための遮断器を「切」とし、発電課長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑪ 発電課長は、発電所対策本部へ電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電を依頼する。
- ⑫ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電開始を指示する。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、電源車を起動し、発電所対策本部に代替直流電源用切替盤へ給電が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑭ 発電課長は、運転員に電源車から代替直流電源用切替盤の受電開始を指示する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、電源車から代替直流電源用切替盤を受電するための遮断器を「入」とし、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑯ 発電課長は、運転員に電源車から代替直流電源用切替盤を経由し 125V 代替充電器盤の受電開始を指示する。
- ⑰ 現場運転員 B 及び C は、代替直流電源用切替盤から 125V 代替充電器盤を受電するための遮断器を「入」とし、125V 代替充電器盤出力電圧が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電されたことを報告する。
- ⑱ 中央制御室運転員 A は、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に異常のないことを報告する。
- ⑲ 発電課長は、運転員へ 125V 代替蓄電池の遮断器の「切」を指示する。
- ⑳ 現場運転員 B 及び C は、125V 代替充電器盤の 125V 代替蓄電池へ給電するための遮断器を「切」とし、125V 代替充電器盤出力電圧が規定電圧であることを確認し、発電課長に 125V 代替蓄電池の切離しが完了したことを報告する。

- ② 中央制御室運転員 A は、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に異常のないことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤の受電完了は 140 分以内で可能である。

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

(添付資料 1. 14. 2-5)

1. 14. 2. 3 代替所内電気設備による対応手順

(1) 代替所内電気設備による給電

- a. ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電

非常用所内電気設備である M/C 2C 系及び M/C 2D 系が機能喪失した場合に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車から代替所内電気設備へ給電することで、発電用原子炉の冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要な設備の電源を復旧する。

代替交流電源設備による P/C2G 系及び MCC2G 系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
4. 電源車

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については「1. 14. 2. 4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

非常用所内電気設備である M/C 2C 系及び M/C 2D 系が同時に機能喪失した場合で、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備から P/C 2G 系及び MCC 2G 系への給電が可能な場合。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に，概要図を第 1.14.24 図に，タイムチャートを第 1.14.25 図から第 1.14.28 図に示す。

[優先 1. ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合]

- ①^a 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にガスタービン発電機自動起動により，M/C 2G 系，P/C 2G 系及び MCC 2G 系が受電されていることを確認するよう指示する。
- ②^a 中央制御室運転員 A は，M/C 2G 系，P/C 2G 系及び MCC 2G 系が受電されていることを確認し，発電課長に受電されたことを報告する。
- ③^a 発電課長は，運転員に 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C，460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D，460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の負荷の切替操作を指示する。
- ④^a 中央制御室運転員 A は，460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C，460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D，460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の各負荷を「代替所内電気設備側」へ切替操作を実施し，発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑤^a 中央制御室運転員 A は，各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

[優先 2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合]

- ①^b 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2F 系の受電準備を指示する。
- ②^b 中央制御室運転員 A は，受電前準備として，ガスタービン発電機から M/C 2F 系を受電するための遮断器，3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器，3 号 M/C 3D 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器，M/C 2F 系から M/C 2C 及び M/C 2D 系へ給電するための遮断器及び M/C 2F 系から M/C 2G 系へ給電する遮断器の「切」又は「切」確認し，発電課長に受電準備が完了したことを報告する。
- ③^b 3 号炉発電課長は，3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2F 系の給電準備を指示する。
- ④^b 3 号炉中央制御室運転員 A は，3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系

の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施し、3号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。また、3号炉発電課長は発電課長に報告する。

- ⑤^b 発電課長は、運転員及び3号炉発電課長へ号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系によるM/C 2F系への給電開始を指示する。

M/C 2F系の給電手順については、「1.14.2.1(1)b.(b) 優先2.号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系によるM/C 2C系又はM/C 2D系受電の場合」の⑦^a～⑩^a操作手順と同様である。

- ⑥^b 発電課長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用したM/C 2G系への受電開始を指示する。
- ⑦^b 中央制御室運転員Aは、M/C 2F系からM/C 2G系を給電するための遮断器を「入」とし、M/C 2G系、P/C 2G系及びMCC 2G系の受電操作を実施する。
- ⑧^b 中央制御室運転員Aは、M/C 2G系、P/C 2G系及びMCC 2G系の受電状態に異常がないことを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑨^b 発電課長は、運転員に460V原子炉建屋交流電源切替盤2C又は460V原子炉建屋交流電源切替盤2D、460V原子炉建屋交流電源切替盤2G及び120V原子炉建屋交流電源切替盤2Gの負荷の切替操作を指示する。
- ⑩^b 中央制御室運転員Aは、460V原子炉建屋交流電源切替盤2C又は460V原子炉建屋交流電源切替盤2D、460V原子炉建屋交流電源切替盤2G及び120V原子炉建屋交流電源切替盤2Gの各負荷を「代替所内電機設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑪^b 中央制御室運転員Aは、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

[優先3.号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の場合]

- ①^c 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び3号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系によるM/C 2G系への受電準備開始を指示する。
- ②^c 発電課長は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル(可搬型)の敷設及び電路構成を依頼する。
- ③^c 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系からM/C 2G

系への受電準備開始を指示する。

- ④° 中央制御室運転員 A は、M/C 2G 系の受電準備として、M/C 2F 系から M/C 2G 系へ給電するための遮断器及び M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器、M/C 2G 系から M/C2C 及び M/C2D 系へ給電するための遮断器の「切」又は「切」確認する。
- ⑤° 中央制御室運転員 A は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により M/C 2G 系を受電するための遮断器の「切」を確認し、発電課長に M/C 2G 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥° 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2G 系への給電準備開始を指示する。

3 号炉の給電準備及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設手順については、「1. 14. 2. 1(1)b. (b) 優先 3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の場合」の⑧^b～⑪^b 操作手順と同様である。
- ⑦° 重大事故等対応要員は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による M/C 2G 系への受電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑧° 発電課長は、運転員及び 3 号炉発電課長へ号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2G 系への給電開始を指示する。

M/C 2G 系の給電手順については、「1. 14. 2. 1(1)b. (b) 優先 3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合」の⑭^b～⑰^b 操作手順と同様である。
- ⑨° 中央制御室運転員 A は、M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電状態に異常がないことを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑩° 発電課長は、運転員に 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 又は 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の負荷の切替操作を指示する。
- ⑪° 中央制御室運転員 A は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 又は 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の各負荷を「代替所内電機設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑫° 中央制御室運転員 A は、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

[優先 4. 電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合]

(原子炉建屋 の電源車接続口 (建屋内) を使用する場合 (原子炉建屋 の電源車接続口 (建屋外) を使用の場合は④^b, ⑤^b, ⑥^bを除く))

- ①^d 発電課長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員に電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電準備開始を指示する。
- ②^d 発電課長は, 発電所対策本部へ電源車による M/C 2G 系への給電準備開始を依頼する。
- ③^d 発電所対策本部は, 重大事故等対応要員に電源車から M/C 2G 系への給電準備開始を指示する。
- ④^d 重大事故等対応要員は, 電源車接続口 (建屋内) へ電源車ケーブルを接続する場合は, 発電所対策本部に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放依頼を連絡する。また, 発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑤^d 発電課長は, 発電所対策本部からの連絡により, 電源車接続口 (建屋内) へ電源車ケーブルを接続する場合は, 運転員に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を指示する。
- ⑥^d 現場運転員 B 及び C は, 発電課長に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を行い報告する。また, 発電課長は, 発電所対策本部に連絡する。
- ⑦^d 中央制御室運転員 A は, M/C 2G 系にて, M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「切」又は「切」確認を実施し, 発電課長に M/C 2G 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑧^d 重大事故等対応要員は, 電源車を電源車接続口付近に配置し, 電源車から電源車接続口までの間に電源車搭載のケーブルを敷設する。
- ⑨^d 重大事故等対応要員は, 電源車接続口にて, 電源車ケーブルを接続し, 発電所対策本部に給電準備が完了したことを報告する。また, 発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑩^d 発電課長は, 発電所対策本部へ電源車から M/C 2G 系へ給電を依頼する。
- ⑪^d 発電所対策本部は, 重大事故等対応要員に電源車から M/C 2G 系への給電開始を指示する。
- ⑫^d 重大事故等対応要員は, 電源車を起動し, 発電所対策本部に M/C 2G 系へ給電したことを報告する。また, 発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑬^d 発電課長は, 運転員に M/C 2G 系, P/C 2G 系及び MCC 2G 系へ受電開始を指示する。
- ⑭^d 中央制御室運転員 A は, 電源車から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「入」とし, M/C 2G 系, P/C 2G 系及び MCC 2G 系が受電されたこと

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

を確認後、発電課長に受電が完了したことを報告する。

- ⑮^d 発電課長は、運転員に 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の負荷の切替操作を指示する。
- ⑯^d 中央制御室運転員 A は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の各負荷を「代替所内電気設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑰^d 中央制御室運転員 A は、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

(c) 操作の成立性

優先 1. のガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電完了までの所要時間は 15 分以内で可能である。

優先 2. の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、2 号炉中央制御室運転員 1 及び 3 号炉中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電完了までの所要時間は 35 分以内で可能である。

優先 3. の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、2 号炉中央制御室運転員 1 名、3 号炉中央制御室運転員 1 名、3 号炉現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電完了までの所要時間は 225 分以内で可能である。

優先 4. の電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名、重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電完了までの所要時間は 130

分以内で可能である。

(添付資料 1. 14. 2-6)

1. 14. 2. 4 燃料の補給手順

- (1) 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給
重大事故等の対処に必要な電源車, 注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I),
熱交換器用の大容量送水ポンプ(タイプ I) 及び熱交換器ユニットに燃料を補給
する。

上記設備に燃料を補給するため, 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクとタンクローリをホースで接続し, タンクローリへ軽油の補給を行う。

なお, 補給する軽油は, 復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。

また, 非常用ディーゼル発電機により重大事故等の対処に必要な電源が確保されている場合は, 停止しているガスタービン発電機が接続されているガスタービン発電設備軽油タンクの軽油を使用する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な電源車, 注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I), 熱交換器用の大容量送水ポンプ(タイプ I) 及び熱交換器ユニットを使用する場合。

b. 操作手順

軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの軽油補給手順の概要(軽油タンク(A)又はガスタービン発電設備軽油タンク(A)使用)は以下のとおりである。

(軽油タンク(B)～(F)及びガスタービン発電設備軽油タンク(B), (C)を使用する手順も同様。)

概要図を第 1. 14. 29 図及び第 1. 14. 30 図に, タイムチャートを第 1. 14. 31 図に示す。

- ① 発電所対策本部は, 手順着手の判断基準に基づき, プラント状況からタンクローリへの軽油補給に使用するタンク(軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンク)を決定し, 重大事故等対応要員にタンクローリへの軽油補給の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は, 補給活動に必要な装備品・資機材を準備し, タンクローリ保管場所へ移動する。

[軽油タンク(A)から補給する場合]

- ③^a 重大事故等対応要員は, 補給先に指定されたタンクへ移動し, D/G(A)軽

油タンク (A) 払出口止め弁の閉止フランジを取り外し、専用接続金具を取り付ける。

- ④^a 重大事故等対応要員は、専用接続金具を取り付けた後、ホースを接続する。
- ⑤^a 重大事故等対応要員は、D/G (A) 軽油タンク (A) 出口弁の「閉」及び D/G (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁の「開」とする。
- ⑥^a 重大事故等対応要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、タンクローリの吸入元弁を「開」とし、車両付ポンプを作動させ、軽油タンク (A) からタンクローリへの補給を開始する。
- ⑦^a 重大事故等対応要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し、タンク内の満タンを確認後、タンクローリの吸入元弁及び D/G (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁を「閉」操作し、発電所対策本部に軽油タンクからタンクローリへの補給が完了したことを報告する。
- ⑧^a 重大事故等対応要員は、「1. 14. 2. 4(2) タンクローリから各機器への補給」で消費した後のタンクローリの油量を確認し、定格負荷運転時の補給間隔を目安に、上記手順④^a から⑧^a を繰り返す。

[ガスタービン発電設備軽油タンク (A) から補給する場合。]

- ③^b 重大事故等対応要員は、補給先に指定されたタンクへ移動し、GTG (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁の閉止フランジを取り外し、専用接続金具を取り付ける。
- ④^b 重大事故等対応要員は、専用接続金具を取り付けた後、ホースを接続する。
- ⑤^b 重大事故等対応要員は、GTG (A) 軽油タンク (A) 出口弁の「閉」及び GTG (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁の「開」とする。
- ⑥^b 重大事故等対応要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、タンクローリの吸入元弁を「開」とし、車両付ポンプを作動させ、GTG 軽油タンク (A) からタンクローリへの補給を開始する。
- ⑦^b 重大事故等対応要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し、タンク内の満タンを確認後、タンクローリの吸入元弁及び GTG (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁を「閉」操作し、発電所対策本部に軽油タンクからタンクローリへの補給が完了したことを報告する。
- ⑧^b 重大事故等対応要員は、「1. 14. 2. 4(2) タンクローリから各機器への補給」で消費した後のタンクローリの油量を確認し、定格負荷運転時の補給間隔を目安に、上記手順④^b から⑦^b を繰り返す。

c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ 1 台当たり重大事故等対応要員 2 名で作業を実施した場合、タンクローリへの補給完了までの所要時間は 140 分以内で可能である。

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

(添付資料 1. 14. 2-7)

(2) タンクローリから各機器への補給

タンクローリから各機器への補給は 2 台で行うこととしており、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットに対してタンクローリ 1 台、電源車に対してタンクローリ 1 台で補給することとしている。

重大事故等の対処に必要な電源車、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットに対して、タンクローリを用いて燃料の補給を行う。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な電源車、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットの燃料保有量及び燃費からあらかじめ算出した補給時間^{※1}となった場合。

※1：補給間隔は以下のとおりであり、各設備の燃料が枯渇するまでに補給することを考慮して作業に着手する。ただし、以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃費から燃料が枯渇する前に補給することとし、同一箇所での作業が重複する際は適宜、補給間隔を考慮して作業を実施する。

- | | |
|------------------|----------------|
| ・電源車 | ： 運転開始後約 2 時間 |
| ・大容量送水ポンプ（タイプ I） | ： 運転開始後約 5 時間 |
| ・熱交換器ユニット | ： 運転開始後約 15 時間 |

b. 操作手順

タンクローリから各機器への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 14. 32 図に、タイムチャートを第 1. 14. 33 図及び第 1. 14. 34 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、プラント状況から補給が必要な機器を判断し、重大事故等対応要員に各機器への補給の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、対象の設備の近傍まで移動し、補給のためタンクローリの補給前準備を行い、必要な距離分の補給ホースを引き出す。
- ③ 重大事故等対応要員は、タンクローリから対象の設備へ補給するため、車両付ポンプを作動させる。
- ④ 重大事故等対応要員は、対象の設備の燃料タンクの蓋及びタンクローリの吸入元弁を「開」とし、補給ノズルレバーを握り、タンクローリによる

補給対象設備への補給を開始する。

- ⑤ 重大事故等対応要員は、対象の設備の補給状態を目視で確認し、必要量の補給完了を確認後、補給ノズルレバーを開放し、タンクローリによる補給対象設備への補給を完了する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、発電所対策本部に補給対象機器への補給が完了したことを報告する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、タンクローリの油量を確認し、定格負荷運転時の燃料補給間隔を目安に、以降「1. 14. 2. 4 (1)b. 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの軽油補給」手順④^aから⑧^a又は④^bから⑧^b、及び「1. 14. 2. 4 (2)b. タンクローリから各機器への補給」手順②から⑤を繰り返す。

c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ 1 台当たり重大事故等対応要員 2 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・タンクローリにて補給対象設備へ補給する場合：45 分（1 台あたり）

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

なお、各設備の燃料が枯渇しないよう以下の時間までに補給を実施する。

- ・電源車の燃費は、定格容量にて約 100L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 2.5 時間。
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）の燃費は、定格容量にて約 188L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 5.2 時間。
- ・熱交換器ユニットの燃費は、定格容量にて約 56L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 16 時間。

また、多くの補給対象設備が必要となる事象（全交流動力電源喪失及び全直流電源喪失）を想定した場合、事象発生後 7 日間、それらの設備（電源車、大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器ユニット）の運転継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約 92kL であり、軽油タンク（約 660kL）又はガスタービン発電設備用軽油タンク（約 330kL）から燃料補給が供給可能であるため、事象発生後 7 日間対応可能である。

（添付資料 1. 14. 2-8）

1. 14. 2. 5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 非常用交流電源設備による給電

非常用ディーゼル発電機が健全な場合、自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による作動、又は中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機を起

動し、非常用高圧母線に給電する。

非常用ディーゼル発電機の運転により消費された燃料は、非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンクの油面が規定値以下まで低下すると非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプが自動起動し、軽油タンクから非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプが自動停止する。

a. 手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又は M/C 2C 系又は M/C 2D 系の電圧がないことを確認した場合。

b. 操作手順

非常用交流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 14. 35 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に非常用交流電源設備による給電開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、非常用ディーゼル発電機が自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により自動起動し、受電遮断器が投入されたことを確認する。あるいは、中央制御室から手動操作により非常用ディーゼル発電機を起動し、受電遮断器を投入する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、非常用高圧母線へ給電が開始されたことを M/C 電圧指示値の上昇及び非常用 D/G 電力指示値の上昇により確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合、自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、非常用高圧母線 2H（以下「M/C 2H 系」という。）に給電する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転により消費された燃料は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンクの油面が規定値以下まで低下すると高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプが自動起動し、軽油タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発

電設備燃料移送ポンプが自動停止する。

a. 手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又は M/C 2H 系の電圧がないことを確認した場合。

b. 操作手順

高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。
概要図を第 1. 14. 36 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により自動起動し、受電遮断器が投入されたことを確認する。あるいは、中央制御室から手動操作により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、受電遮断器を投入する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、M/C 2H 系へ給電が開始されたことを M/C 電圧指示値の上昇及び高圧炉心スプレイ系 D/G 電力指示値の上昇により確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(3) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電

高圧炉心スプレイ系用直流電源設備が健全な場合、外部電源及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線（125V 直流主母線盤 2H）への給電から、125V 蓄電池 2H による直流母線（125V 直流主母線盤 2H）への給電に自動で切り替わることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、125V 充電器盤 2H の交流入力電源の喪失が発生した場合。

b. 操作手順

125V 蓄電池 2H による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 14. 37 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に 125V 蓄電池 2H からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、125V 充電器 2H による給電が停止したことを M/C

2H 電圧にて確認し、125V 蓄電池 2H による給電が開始され、125V 直流主母線盤 2H 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

125V 蓄電池 2H からの給電は、中央制御室運転員 1 名にて直流母線（125V 直流主母線盤 2H）へ自動で給電されることを確認する。中央制御室での電圧確認であるため、速やかに対応できる。

1. 14. 2. 6 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 14. 38 図及び第 1. 14. 39 図に示す。

(1) 代替電源（交流）による対応手段

全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための給電手段として、ガスタービン発電機及び電源車による給電並びに号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通による給電がある。

短期的には、低圧代替注水として用いる復水補給水系への給電、中長期的には、発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系の給電が主な目的となることから、これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり、かつ短時間で給電が可能であるガスタービン発電機による給電を優先する。

優先 1 のガスタービン発電機からの給電ができず 3 号炉の非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な場合は、優先 2 の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した電力融通を行う。

ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電ができない場合は、優先 3 の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した電力融通を行う。

ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び（予備）による給電ができない場合は、優先 4 の電源車から給電する。

なお、号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通を行う場合は、電源を供給する 3 号炉の発電用原子炉の冷却状況、非常用ディーゼル発電機の運転状況及び電源を受電する 2 号炉の受電体制を確認した上で実施する。

上記の優先 1 から優先 4 までの給電手順を連続して実施した場合、125V 充電器盤の受電まで約 6 時間 35 分以内で実施可能であり、所内常設蓄電式直流電源設備から給電されている 24 時間以内に十分な余裕を持って給電を開始する。

(2) 代替電源（直流）による対応手段

全交流動力電源喪失時，直流母線への給電ができない場合の対応手段として，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び125V代替充電器盤用電源車接続設備がある。

原子炉圧力容器への注水で用いる原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び低圧代替注水系，発電用原子炉の減圧で用いる自動減圧系，原子炉格納容器内の減圧及び除熱で用いる原子炉格納容器フィルタベント系への給電が主な目的となる。短時間で電力供給が可能であり，長期間にわたる運転を期待できる手段から優先して準備する。

全交流動力電源の喪失により125V充電器盤を経由した125V直流主母線盤への給電ができない場合は，代替交流電源設備による給電を開始するまでの間は，125V蓄電池2A，125V蓄電池2Bを使用することで24時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転，及び自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。

全交流動力電源喪失後，125V蓄電池2A，125V蓄電池2Bによる給電ができない場合は，125V代替蓄電池，250V蓄電池を使用することで24時間にわたり高圧代替注水系の運転，低圧代替注水系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。

全交流動力電源喪失後，24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は，可搬型代替直流電源設備又は125V代替充電器盤用電源車接続設備を用いて直流電源母線へ給電するが，短時間で給電可能な可搬型代替直流電源設備を優先して準備する。

代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合には，125V充電器盤を受電して直流電源の機能を回復させる。

第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 原子炉補機冷却水系※1	非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C(D) 母線受電」
			軽油タンク	
		高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2H 系電路 高圧炉心スプレイ系補機冷却水系※1	非常時操作手順書 (設備別) 「M/C H 母線受電」
			軽油タンク	
		高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2H ※2 125V 充電器盤 2H 125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H ～125V 直流主母線盤 2H 電路	非常時操作手順書 (設備別) 「EOP(交流電源喪失 PR/A)」

※1 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2 125V 蓄電池 2H からの給電は、運転員による操作不要の動作である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替電源（交流）	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備 （全交流動力電源喪失）	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路 ガスタービン発電機～緊急用低圧母線2G系電路	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（設備別） 「M/C C (D) 母線受電」
		可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路 電源車～電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低圧母線2G系電路 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース タンクローリ	重大事故等対処設備 重大事故等対応要領書 「M/C C (D) 母線受電」
		号炉間電力融通設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設） 号炉間電力融通ケーブル（可搬型） 号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高圧母線2C系又は非常用高圧母線2D系電路 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線2C系又は非常用高圧母線2D系電路	自主対策設備 非常時操作手順書（設備別） 「M/C C (D) 母線受電」 重大事故等対応要領書 「M/C C (D) 母線受電」
代替電源（直流）	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失）	所内常設蓄電池式直流電源設備による給電	125V蓄電池2A ※1 125V蓄電池2B ※1 125V充電器盤2A 125V充電器盤2B 125V蓄電池2A及び125V充電器盤2A～125V直流主母線盤2A及び125V直流主母線盤2A-1電路 125V蓄電池2B及び125V充電器盤2B～125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2B-1電路	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（設備別） 「125V蓄電池2A（2B）の不要負荷切り離し」
		常設代替直流電源設備による給電	125V代替蓄電池 125V代替蓄電池～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路 250V蓄電池 250V蓄電池～250V直流主母線盤電路	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（設備別） 「125V代替蓄電池による125V直流主母線盤2A-1（2B-1）への給電」

※1 125V蓄電池2A・2Bからの給電は，運転員による操作不要の動作である。

対応手段， 対処設備， 手順書一覧 (3/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替電源 (直流)	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 所内常設蓄電式直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	可搬型代替直流電源設備による給電	<p>電源車 125V 代替蓄電池 125V 代替充電器盤 250V 蓄電池 250V 充電器盤 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース タンクローリ 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系 ～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系～250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路</p>	<p>重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充電器盤への給電 (G 母線接続)」</p>
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 所内常設蓄電式直流電源設備 (常設直流電源系統喪失， 可搬型交流電源設備の電源車から給電喪失)	125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電	<p>代替直流電源用切替盤 代替直流電源用変圧器 電源車接続口 (制御建屋) ～代替直流電源用切替盤～代替直流電源用変圧器～125V 代替充電器盤電路</p>	<p>非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充電器盤への給電 (代替直流電源切替盤接続)」</p>
			<p>電源車 125V 代替充電器盤 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース タンクローリ 電源車～電源車接続口 (制御建屋) 電路 125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路</p>	<p>重大事故等対処設備</p>

対応手段， 対処設備， 手順書一覧 (4/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替所内電気設備	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	ガスタービン発電機接続盤 緊急用高圧母線 2F 系 緊急用高圧母線 2G 系 緊急用動力変圧器 2G 系 緊急用低圧母線 2G 系 緊急用交流電源切替盤 2G 系 緊急用交流電源切替盤 2C 系 緊急用交流電源切替盤 2D 系 非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（設備別） 「緊急用 G 母線受電」 重大事故等対応要領書 「緊急用 G 母線受電」
燃料補給	—	燃料補給設備による補給	軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース タンクローリ	重大事故等対応要領書 「燃料補給設備による給油」

第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 a. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「ガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電」	判断基準	電源の確保 275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
		GTG 運転監視 電源 GTG 発電機電圧 GTG 発電機周波数 GTG 発電機電力 6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2D 母線電圧
	操作	電源の確保 275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
電源車運転監視 電源 電源車電圧 電源車周波数 6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2D 母線電圧		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電」	判断基準	電源の確保 275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
操作		電源車運転監視 電源車電圧 電源車周波数
	電源 6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2D 母線電圧	

監視計器一覧 (2/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)									
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電											
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (常設) による電力融通」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="647 416 703 779" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="703 416 962 607">電源の確保</td> <td data-bbox="962 416 1474 607"> 275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 607 962 779"></td> <td data-bbox="962 607 1474 779"> D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="647 779 703 1055" rowspan="2">操作</td> <td data-bbox="703 779 962 891">電源</td> <td data-bbox="962 779 1474 891"> 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 891 962 1055">D/G 運転監視 (3号炉)</td> <td data-bbox="962 891 1474 1055"> D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉) </td> </tr> </table>	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧		D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)	操作	電源	6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
判断基準	電源の確保		275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧								
		D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)									
操作	電源	6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧									
	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)									
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (可搬型) による電力融通」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="647 1055 703 1417" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="703 1055 962 1245">電源の確保</td> <td data-bbox="962 1055 1474 1245"> 275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 1245 962 1417"></td> <td data-bbox="962 1245 1474 1417"> D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="647 1417 703 1664" rowspan="2">操作</td> <td data-bbox="703 1417 962 1503">電源</td> <td data-bbox="962 1417 1474 1503"> 6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 1503 962 1664">D/G 運転監視 (3号炉)</td> <td data-bbox="962 1503 1474 1664"> D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉) </td> </tr> </table>	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧		D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)	操作	電源	6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
判断基準	電源の確保		275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧								
		D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)									
操作	電源	6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧									
	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)									

監視計器一覧 (3/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧
	操作	電源	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「125V 充電器盤 2A 受電」	判断基準	電源の確保	4-2C 母線電圧
	操作	電源	125V 直流主母線 2A 電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「125V 充電器盤 2B 受電」	判断基準	電源の確保	4-2D 母線電圧
	操作	電源	125V 直流主母線 2B 電圧
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (2) 常設代替直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「可搬型代替直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
		電源	125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (3) 可搬型代替直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「可搬型代替直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
		電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧

監視計器一覧 (4/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (4) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
		操作	電源車運転監視
	電源		125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1) 代替所内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
		操作	GTG 運転監視
	電源		6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」 重大事故等対応要領書 「電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電力 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
		操作	電源車運転監視
	電源		6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (常設) による電力融通」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
		操作	電源
	D/G 運転監視 (3号炉)		D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)

監視計器一覧 (5/7)

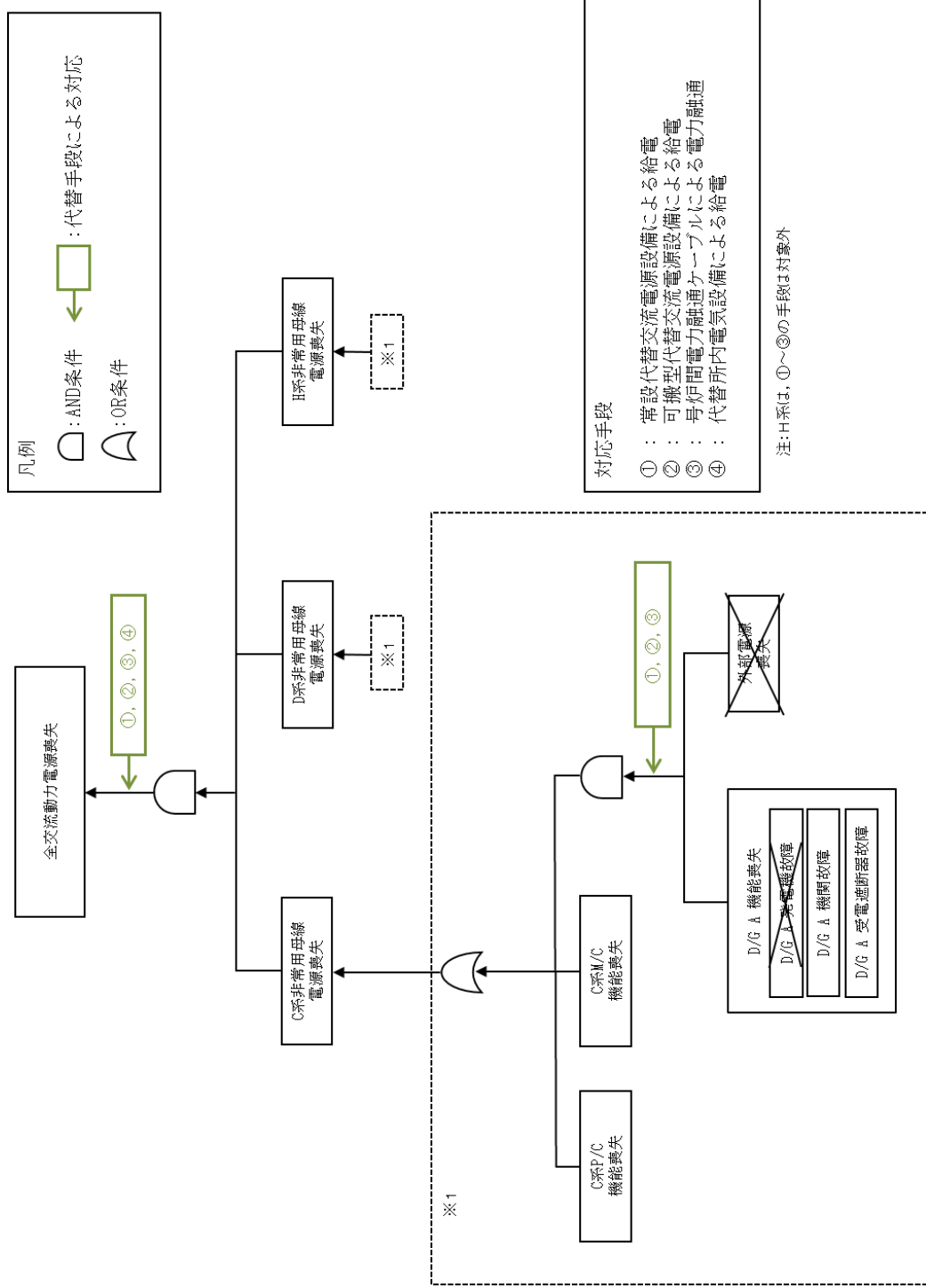
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1)代替所内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電			
重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (予備) による電力融通」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
		操作	電源
	D/G 運転監視 (3号炉)		D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
	1.14.2.4 燃料の補給手順 (1)軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給		
重大事故等対応要領書 「軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給」	判断基準	補機監視機能	軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (A) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (B) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (C) 油面 タンクローリ油タンクレベル
	操作	補機監視機能	軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (A) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (B) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (C) 油面 タンクローリ油タンクレベル
1.14.2.4 燃料の補給手順 (2)タンクローリから各機器への補給			
重大事故等対応要領書 「タンクローリから各機器への補給」	判断基準	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル
	操作	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル

監視計器一覧 (6/7)

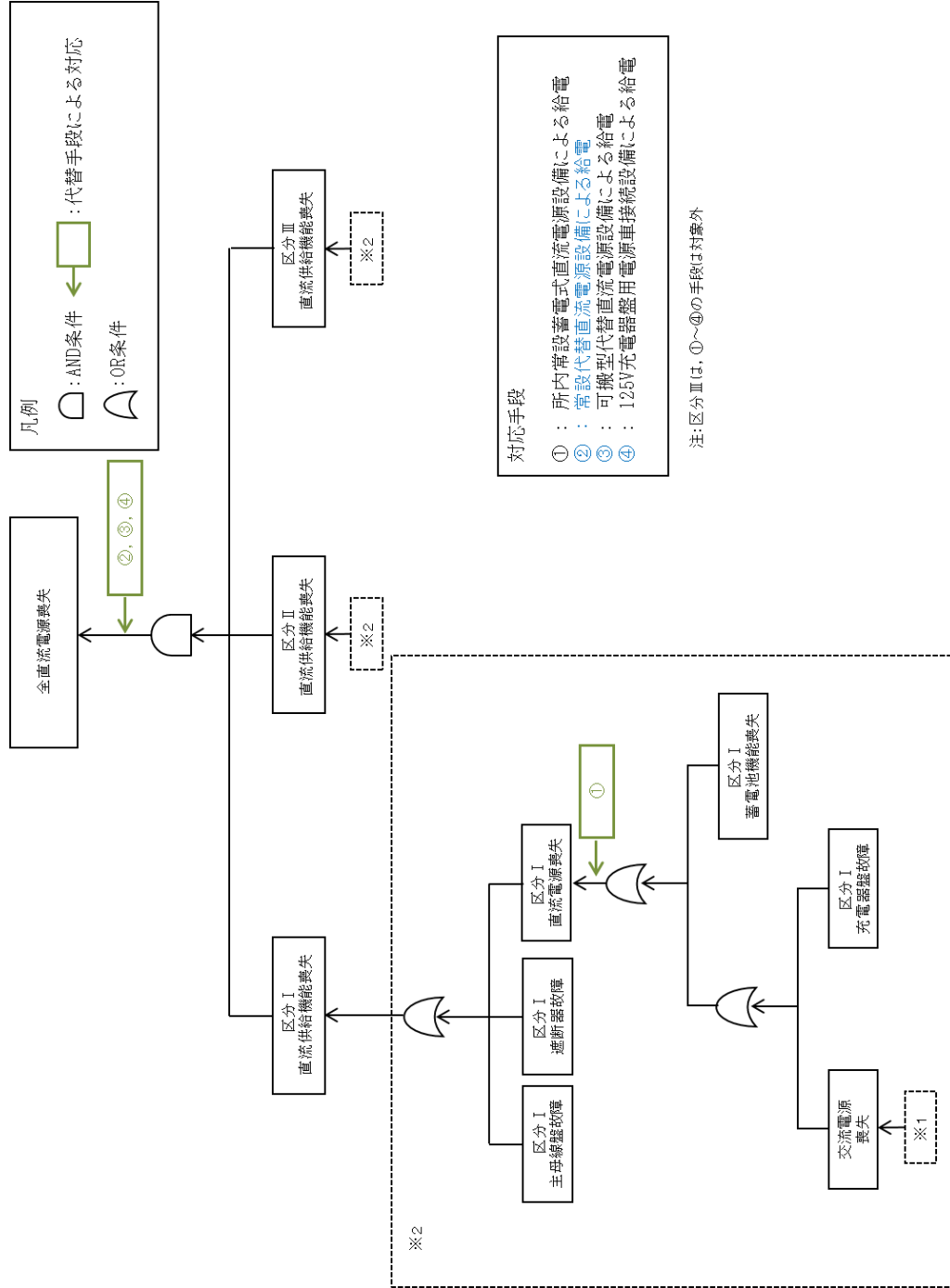
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 非常用交流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧
		電源	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧
	D/G 運転監視	D/G (2A) 電圧 D/G (2B) 電圧 D/G (2A) 電力 D/G (2B) 電力 D/G (2A) 周波数 D/G (2B) 周波数	
	操作	補機監視機能	軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 原子炉補機冷却水系 A 系 系統流量 原子炉補機冷却水系 B 系 系統流量 原子炉補機冷却水系 A 系 冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 B 系 冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 A 系 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 B 系 冷却水供給温度
1. 14. 2. 5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2H 母線電圧
		電源	6-2H 母線電圧
	D/G 運転監視	D/G (2H) 電圧 D/G (2H) 電力 D/G (2H) 周波数	
	操作	補機監視機能	軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給圧力 高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給温度

監視計器一覧 (7/7)

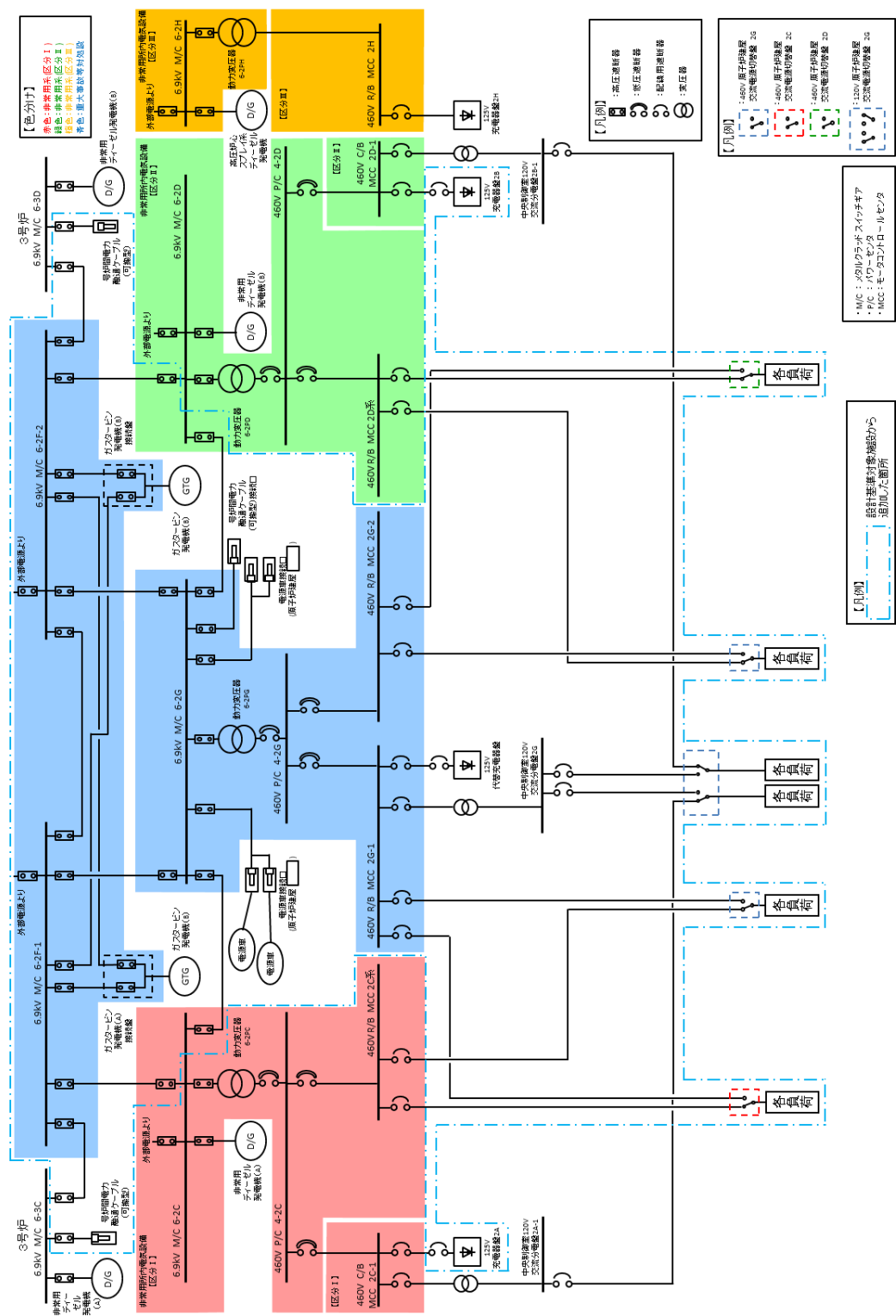
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (3) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	判断基準 電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2H 母線電圧
	操作 電源	HPCS 125V 直流主母線電圧



第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

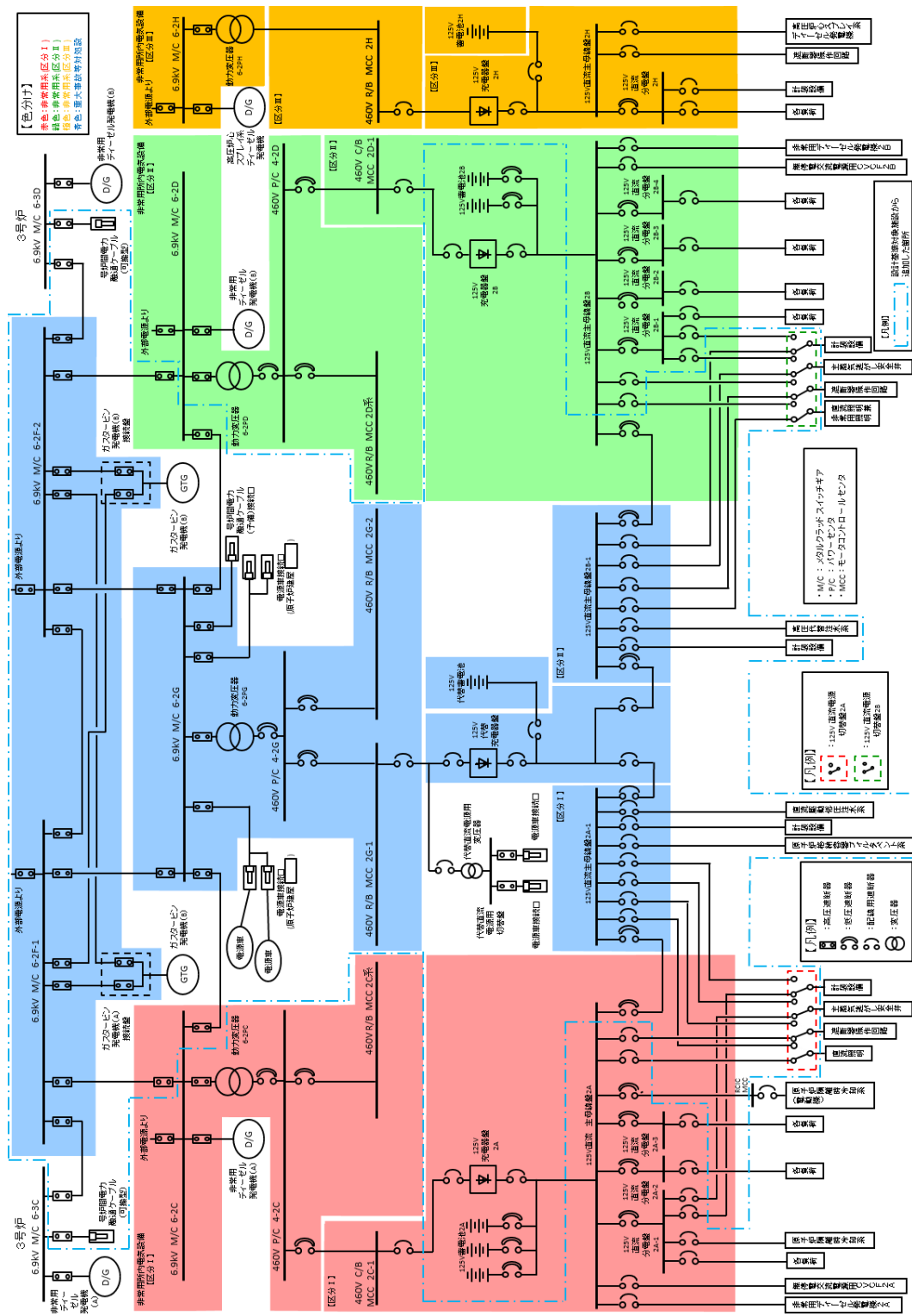


第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



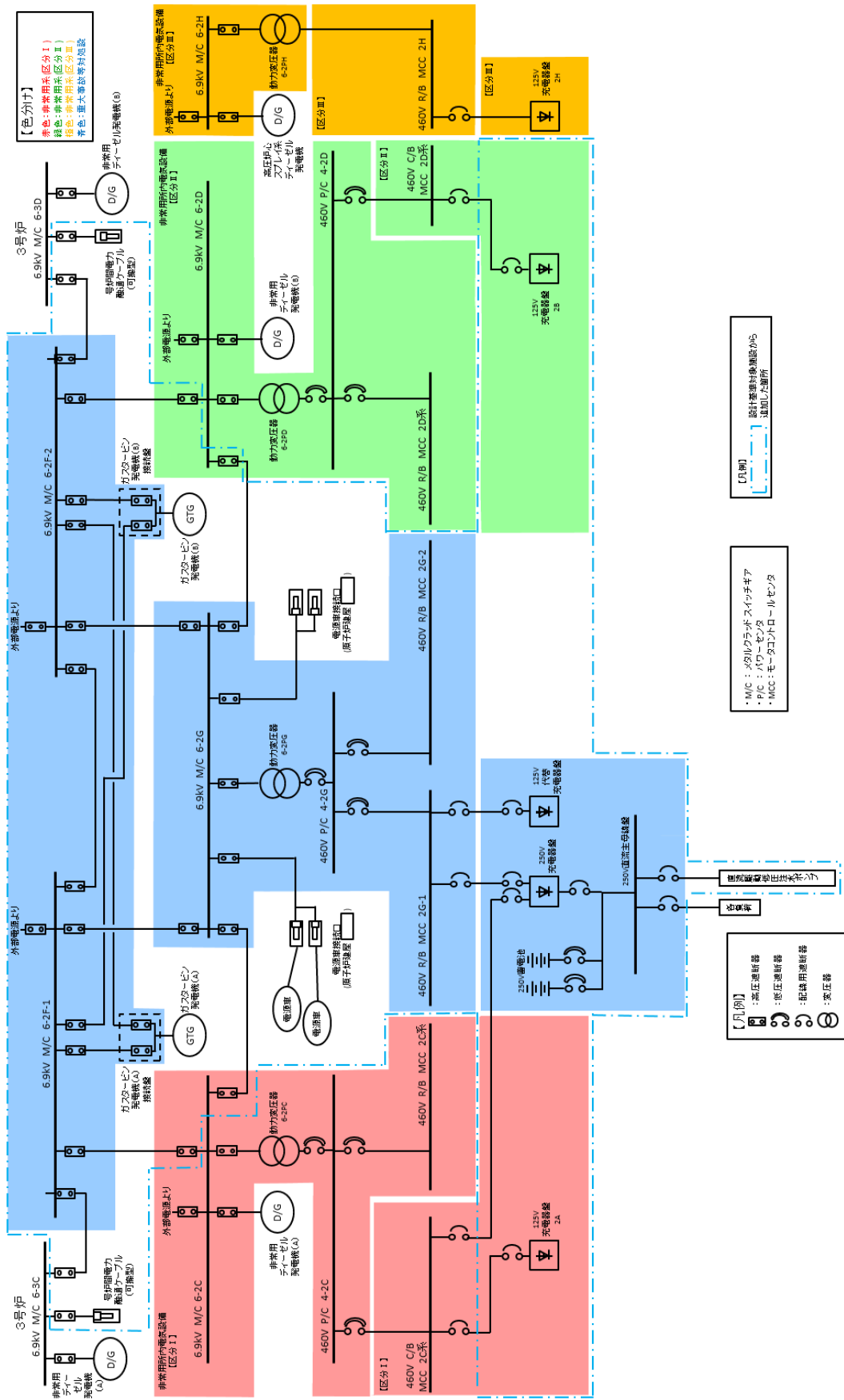
第 1.14.2 図 交流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



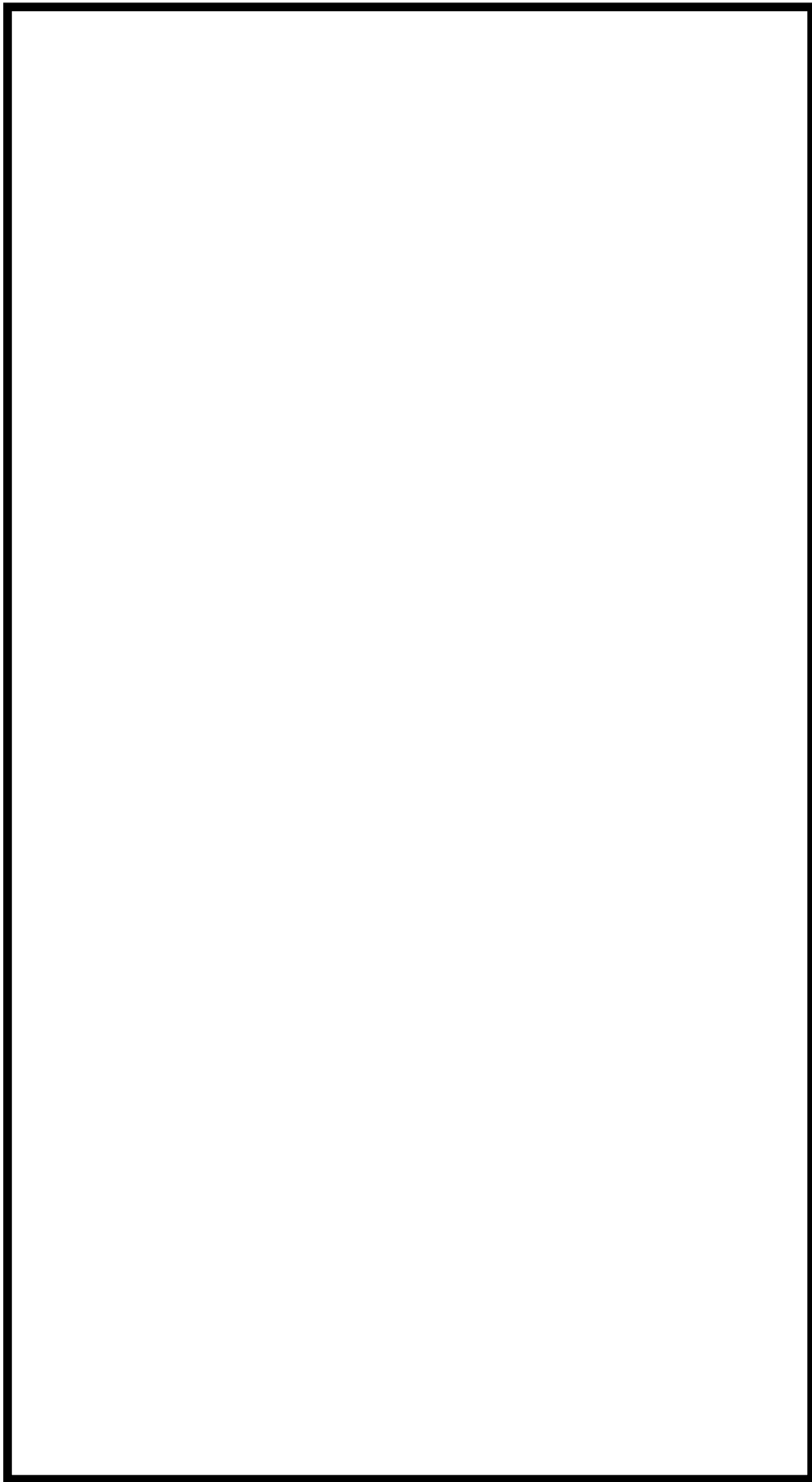
第 1.14.3 図 直流電源単線結線図 (125V 負荷)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



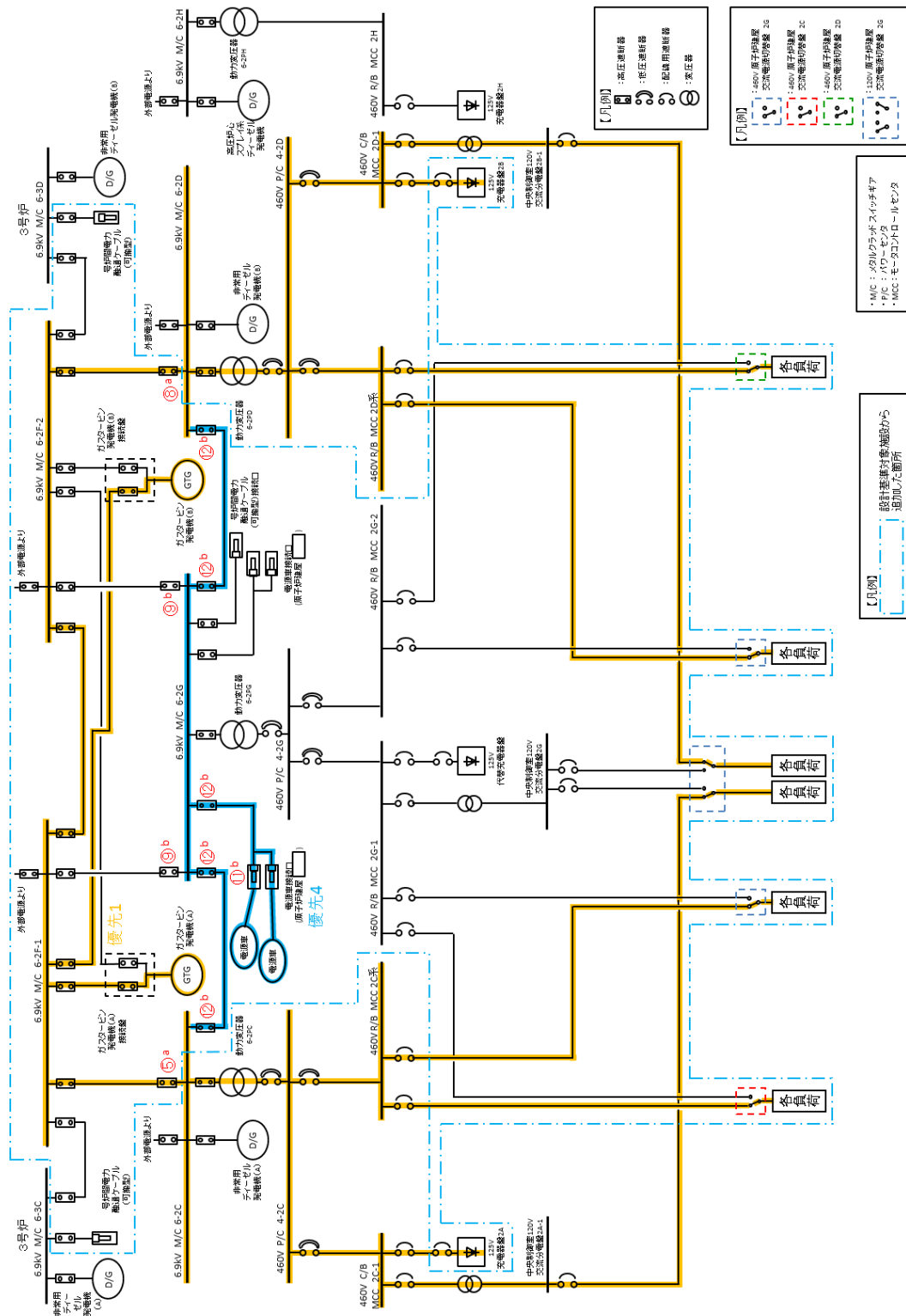
第 1.14.4 図 直流電源単線結線図 (250V 負荷)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 1.14.5 図 非常時操作手順書（徴候ベース）〔電源回復〕における手順の対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.14.6 図 ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
優先1. ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電の場合	中央制御室運転員A, B 2	ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電 15分										操作手順
		電源確認※1	M/C 2C系及びM/C 2D系受電前準備, 受電操作, 受電確認※1, ※2									

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

第 1. 14. 7 図 ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系 受電
 (ガスタービン発電機使用の場合) タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130
優先4: 電源車によるM/C 2C系及CN/C 2D系受電の場合	中央制御室運転員A,B	電源車給電 120分 ^{※7}												電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電	操作手順
		M/C 2C系及CN/C 2D系受電前準備操作 ^{※1}													
	M/C 2C系及CN/C 2D系受電前準備操作 ^{※1}												M/C 2C系及CN/C 2D系受電準備操作 ^{※1}	(9)⑪ ^b	
	M/C 2C系及CN/C 2D系受電前準備操作 ^{※1}												M/C 2C系及CN/C 2D系受電確認 ^{※2}	(7) ^b	
	移動: M/C 2C系及CN/C 2D系受電前準備操作 ^{※1}													(8) ^b	
	扉開放(原子炉建屋内の電源車接続口を使用する場合) ^{※3}													(6) ^b	
	移動: M/C 2C系及CN/C 2D系受電前準備操作 ^{※1}													(8) ^b	
	保管場所への移動 ^{※4} 、 ^{※5}													(4) ^b	
	電源車走行前点検 ^{※6}												電源車準備 ^{※8}	(10) ^b	
	電源車の移動 ^{※7}												電源車起動 ^{※9}	(10)⑬ ^b	
												電源車給電 ^{※10}	(16) ^b		

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 訓練表に基づき中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※3: 中央制御室から扉までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 電源車の保管場所から第2保管エリア及び第3保管エリア

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

※6: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

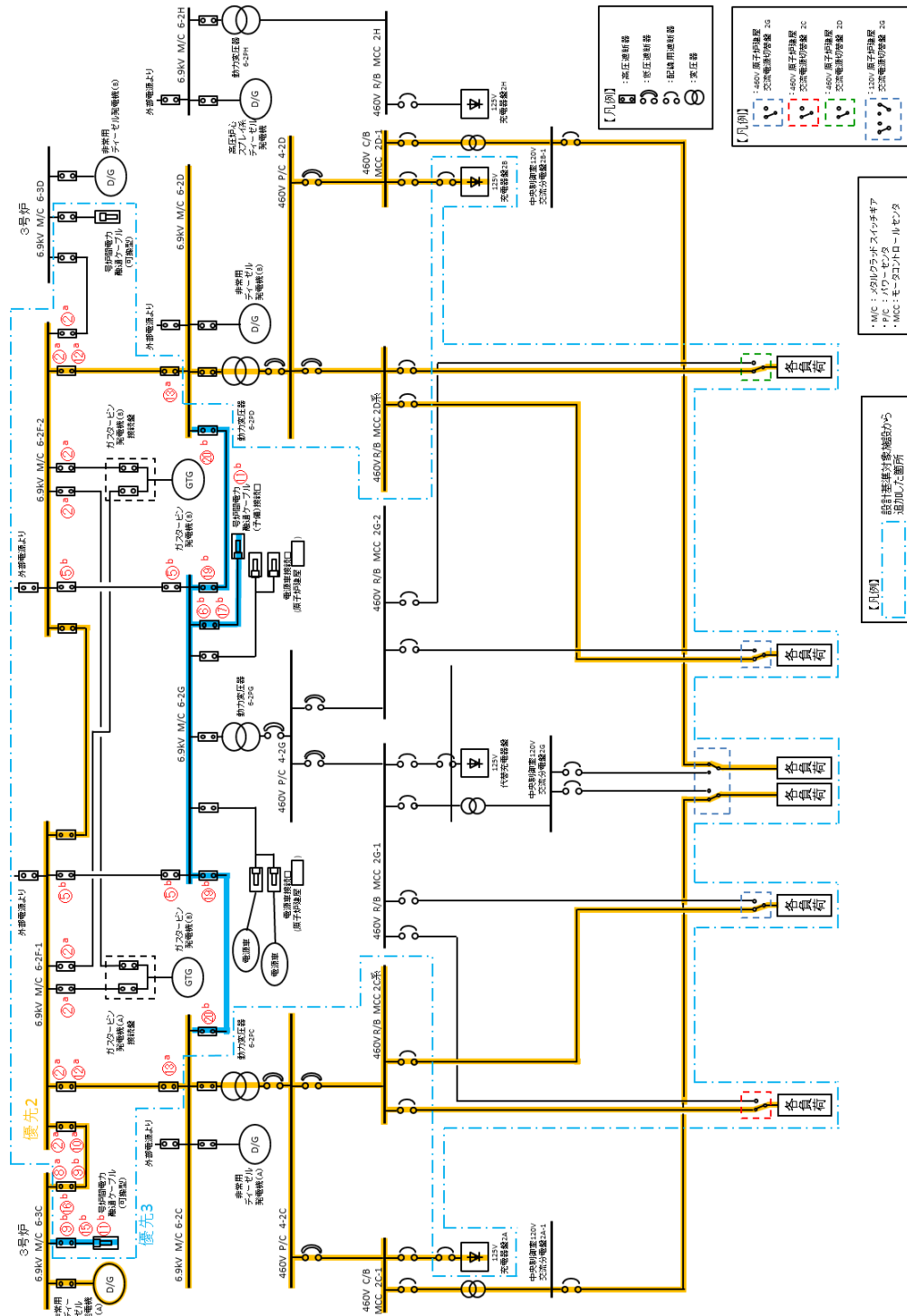
※7: 電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※8: 電源車の準備(ケーブルの敷設及び接続)の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※9: 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

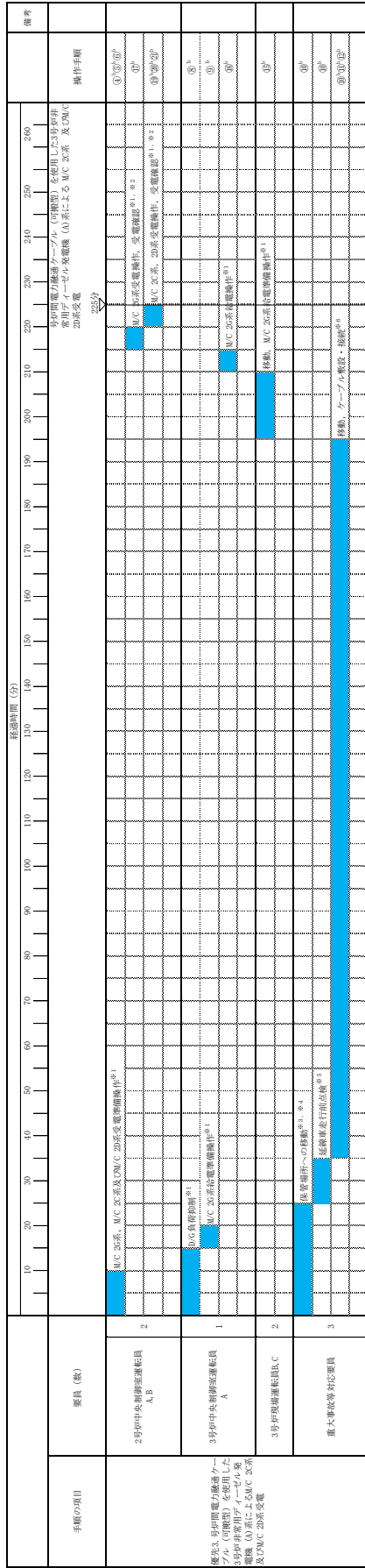
※10: 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.8 図 ガスタービン発電機又は電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電
(電源車使用の場合) タイムチャート



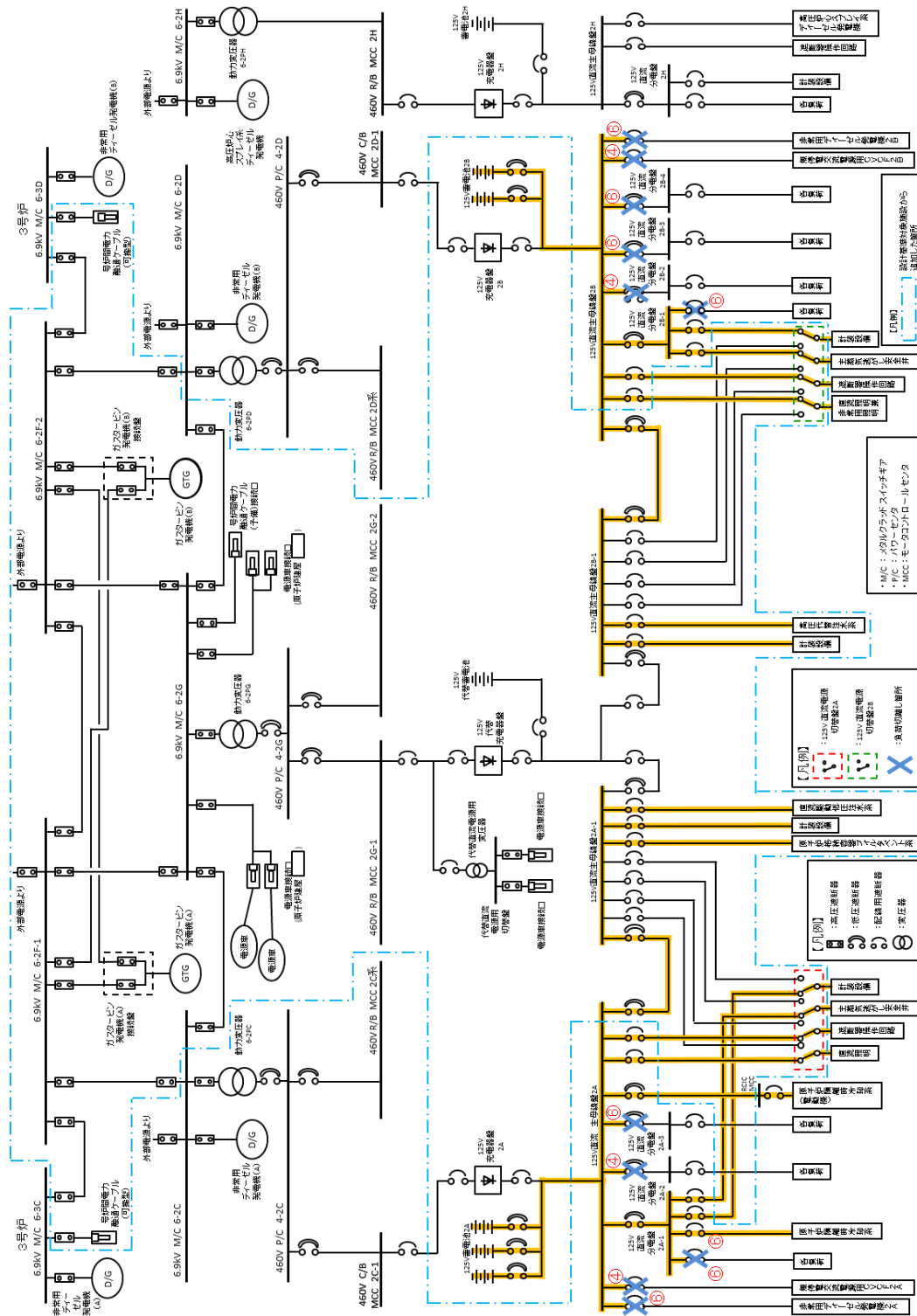
第 1.14.9 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C2C 系又は M/C2D 系受電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



※1: 機組の稼働中に余裕を見込んだ時間
 ※2: 距離実線に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3: 緊急時作業員から緊急警報ユリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 緊急時作業員から緊急警報ユリアまでの移動を想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 既設車の設計状況を考慮して計算された作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 既設車及び搭載ケーブルの設計状況を考慮して計算された作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.11 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機 (A系) 系によるM/C20系又はM/C 2D系受電機 (号炉間電力融通ケーブル (可搬型) を使用した場合) タイムチャート



第 1.14.12 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電 概要図

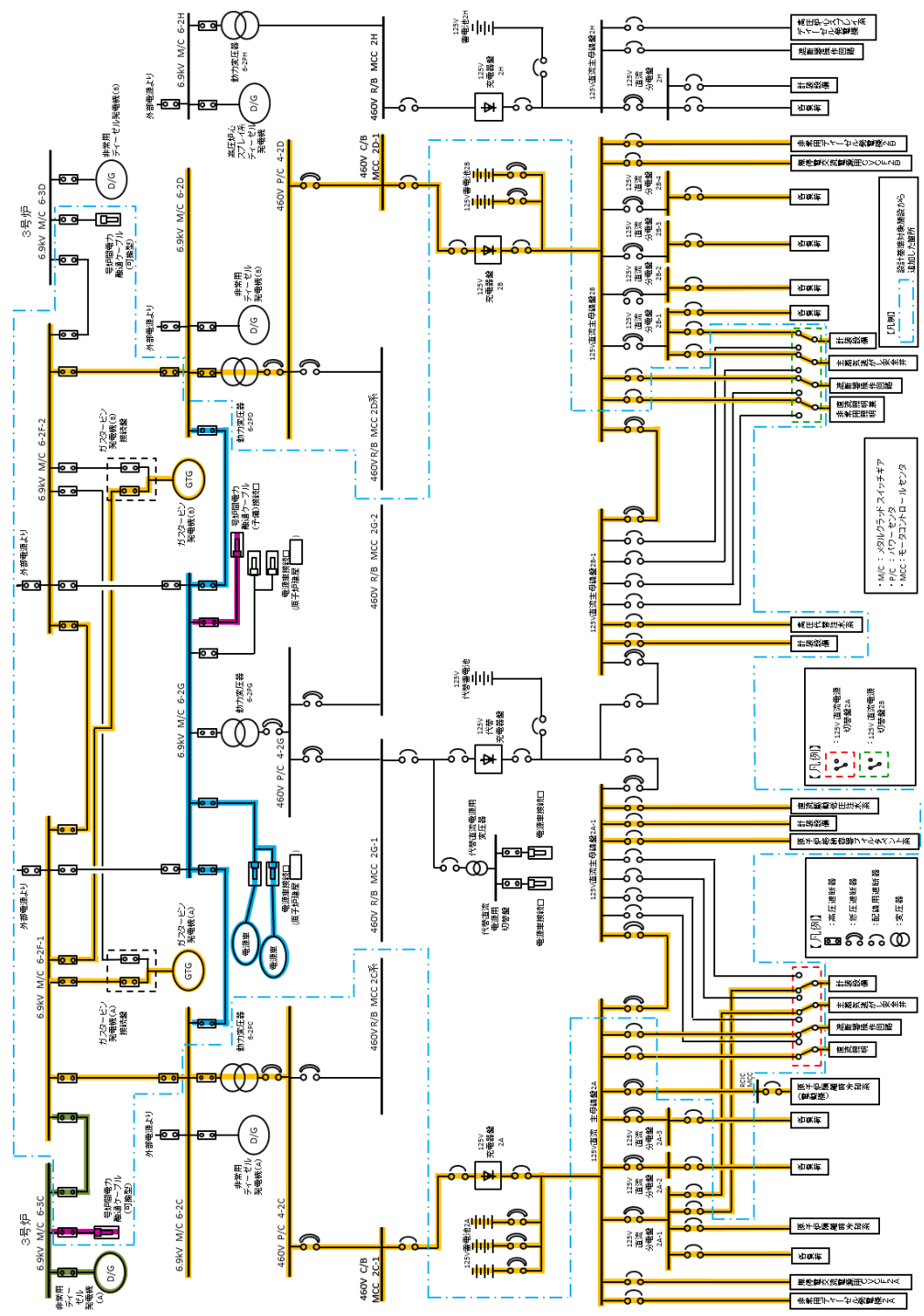
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時)																								備考
		1	2	3	8	9	10	22	23	24																
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	1	1時間負荷切離し 1時間																								操作手順
	中央制御室運転員A	電源確認※1 不要直流負荷切離し※2																								
	現場運転員B, C	不要直流負荷切離し※2																								
	2	8時間負荷切離し 8時間																								
		②																								
		④																								
		⑥																								

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

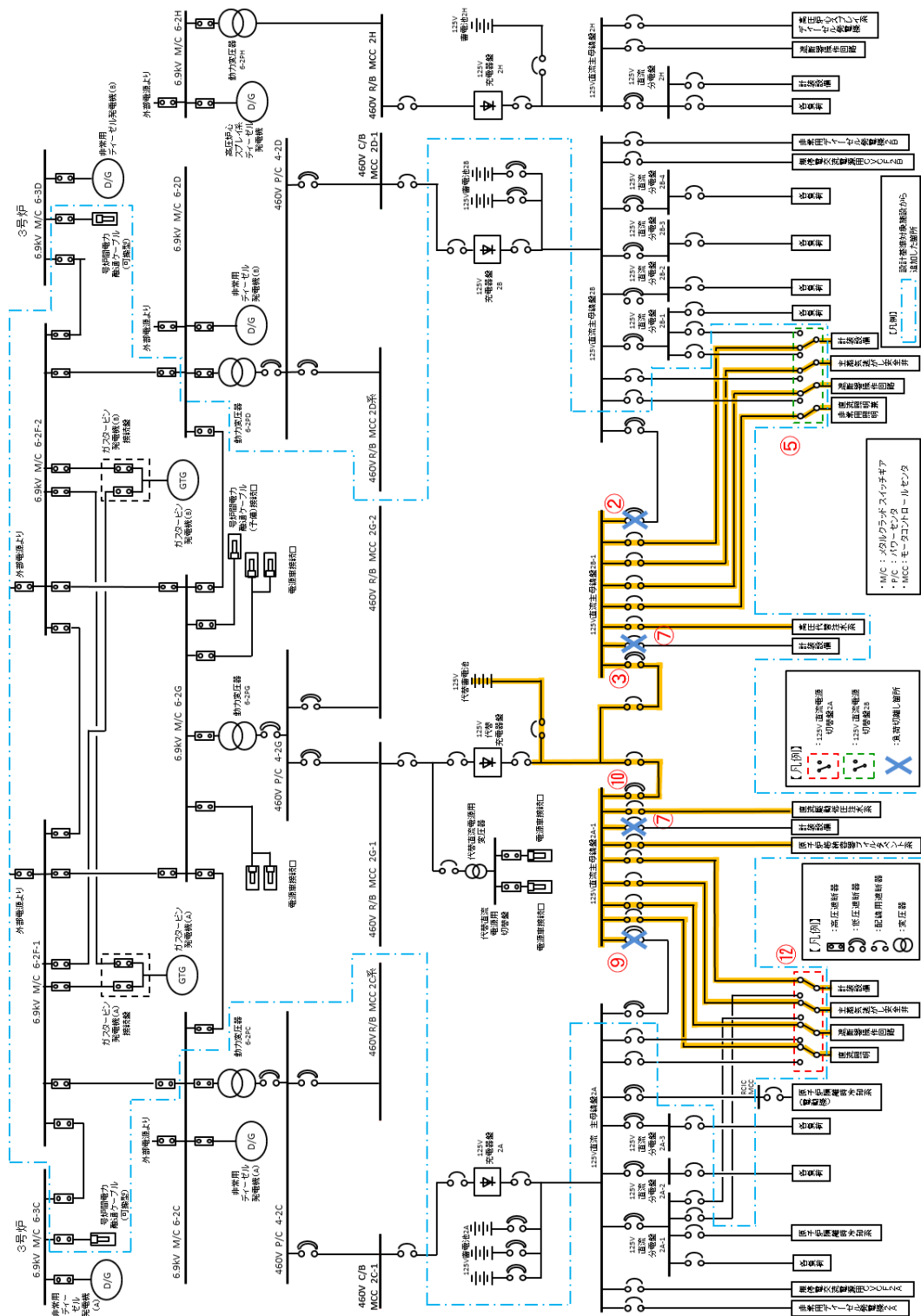
※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.13 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電タイムチャート

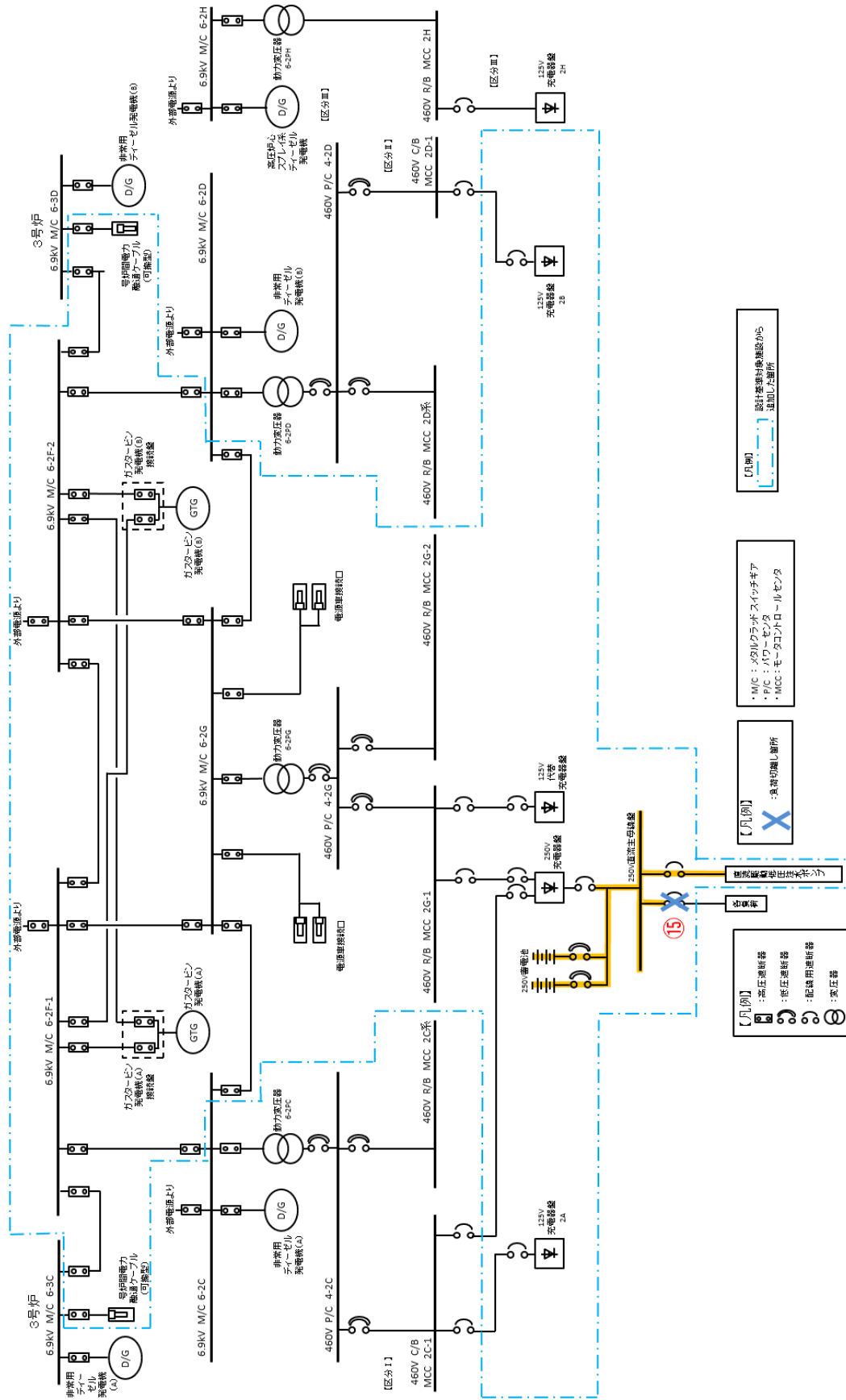


第 1.14.14 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電（常設代替交流電源設備，号炉間電力融通設備
又は可搬型代替交流電源設備による交流電源復旧の場合） 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 1.14.16 図 常設代替直流電源設備 (125V 系統) による給電 概要図



【凡例】
設計変更の身振線から
追加した箇所

【凡例】
・M/C : X/Mクラフトスイッチキア
・P/C : バドゥーセンタ
・MCC : モータコントロールセンタ

【凡例】
X : 身振可動し箇所

【凡例】
⊕ : 無圧遮断器
⊖ : 低圧遮断器
⊕⊖ : 低圧用遮断器
⊕ : 変圧器

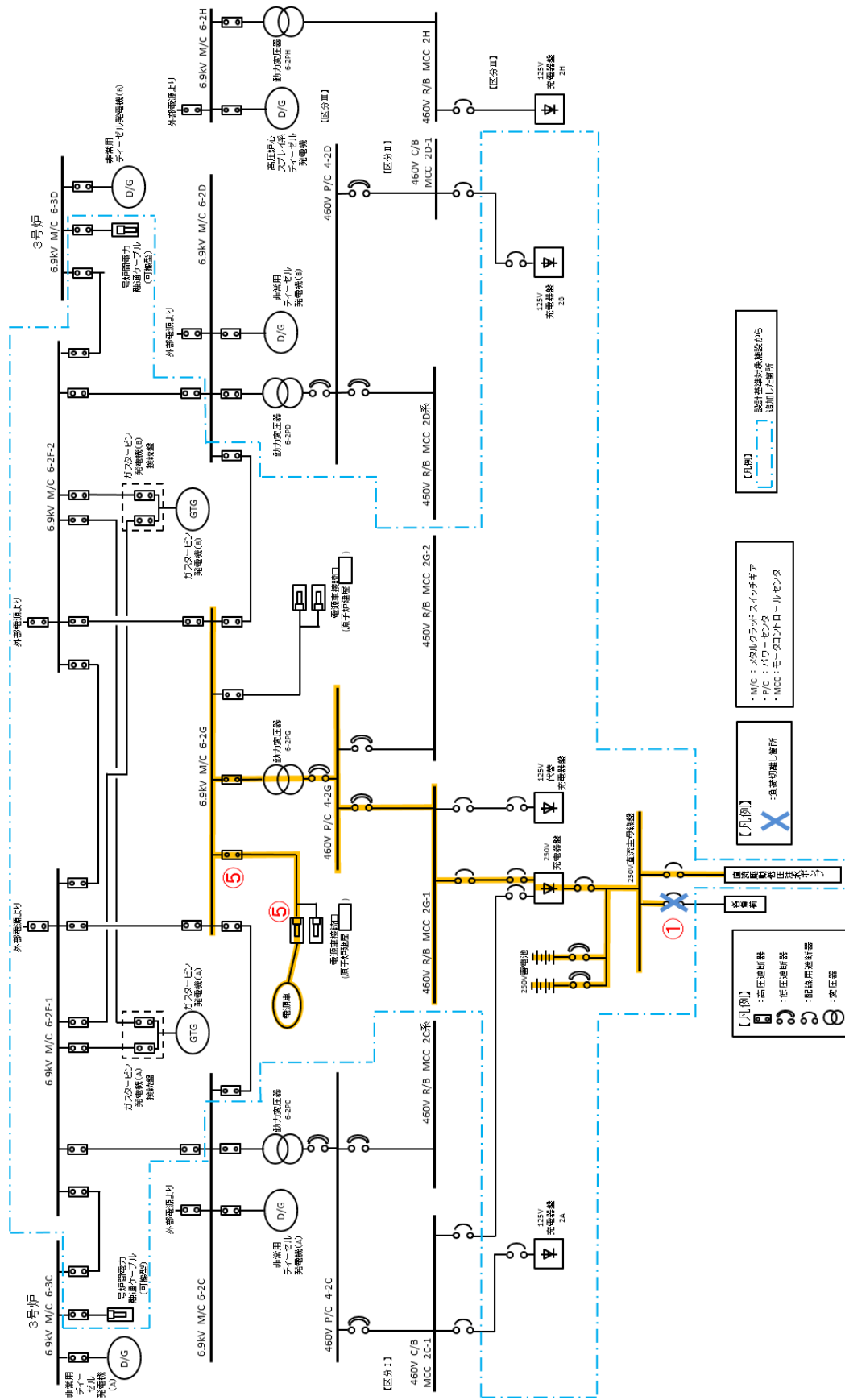
第 1.14.17 図 常設代替直流電源設備 (250V 系統) による給電 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)									備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
常設代替直流電源設備による給電	中央制御室運転員A	125V代替蓄電池による給電切替操作 (B系) ※1	125V代替蓄電池による給電切替操作 (A系) ※1									②③⑤
	1		125V代替蓄電池による受電確認※2									⑨⑩⑫
												⑭
												⑯
	2	125V直流主母線盤における不要直流負荷切離し※1										⑦

※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

第 1.14.18 図 常設代替直流電源設備による給電タイムチャート



第 1.14.20 図 可搬型代替直流電源設備 (250V 系統) による給電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- 【凡例】
- ⊗ : 無圧遮断器
 - ⊕ : 低圧遮断器
 - ⊖ : 低圧用遮断器
 - ⊙ : 変圧器

- 【凡例】
- X : 実用可能し箇所

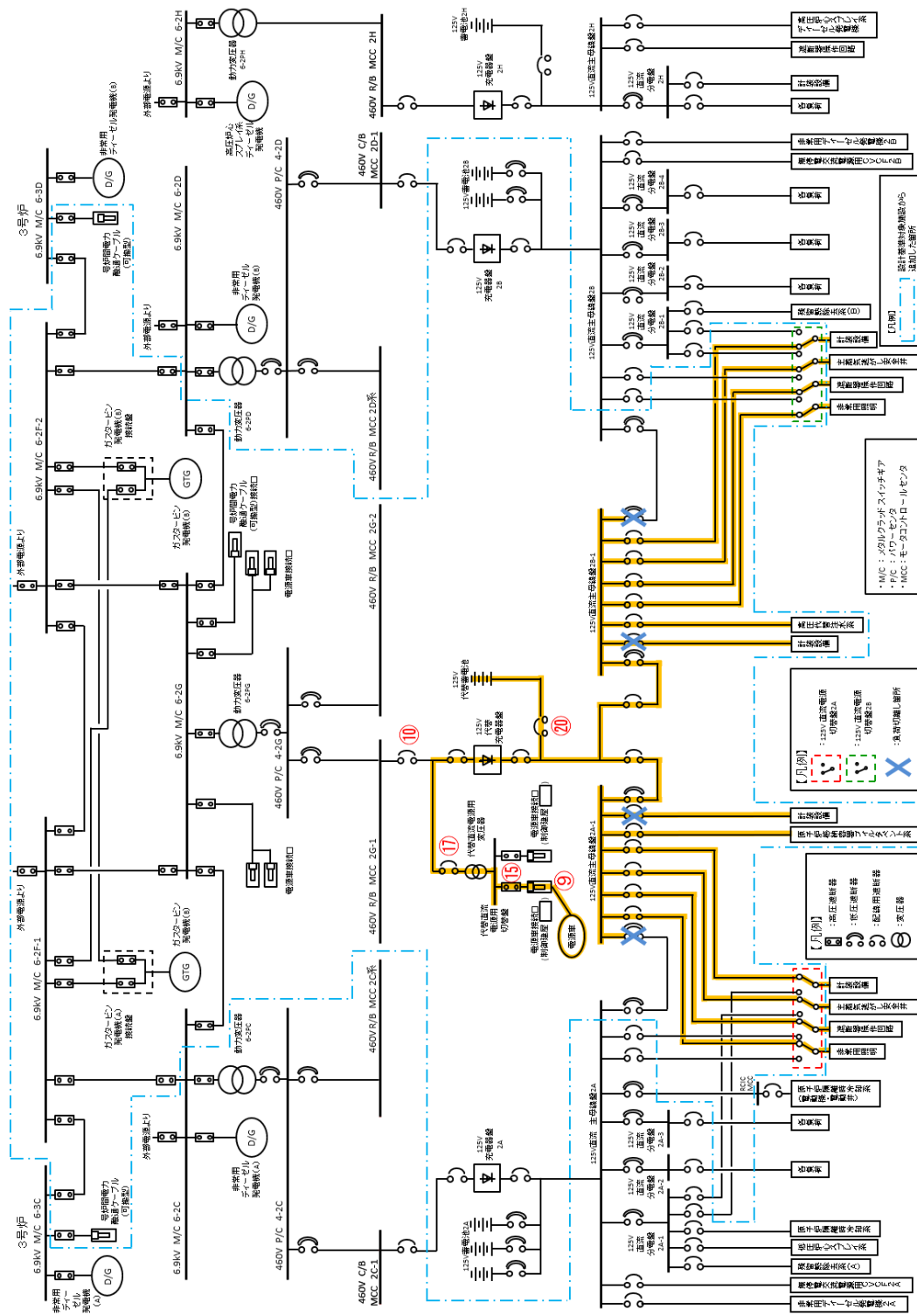
- ・ M/C : 電動機用電動機
 ・ P/C : パワーセンター
 ・ MCC : モーターコントロールセンター

- 【凡例】
- : 設計変更の身振込から追加した箇所

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考											
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190				
可搬型代替直流電源設備による給電	中央制御室運転員A	125V代替蓄電池による給電切替操作(0系) ^{*1}																					電源車による 125V代替蓄電池受電 30分	操作手順	
		125V代替蓄電池による給電切替操作(4系) ^{*1}																							
		250V代替蓄電池による受電確認 ^{*2}																							
		不要直流負荷切離し ^{*3}																							
		M/C 26系受電準備操作 ^{*4}																							
		M/C 26系受電操作、受電確認 ^{*1, *2} 及び直流主母線受電確認 ^{*2}																							
	現場運転員B,C	125V直流主母線における不要直流負荷切離し ^{*1}																						計測制御電源空調起動 ^{*1}	① ⑤⑥ ⑧
		125V直流主母線における不要直流負荷切離し ^{*1}																							
		扉開放(原子炉建屋内の電源車接続口を使用する場合) ^{*3}																							
	重大事故等対応要員	保管場所への移動 ^{*4, *5}	電源車走行前点検 ^{*6}																					電源車給電 ^{*10}	⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤
			電源車の移動 ^{*7}																						
		電源車準備 ^{*8}																							
電源車起動 ^{*9}																									

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

第 1.14.21 図 可搬型代替直流電源設備による給電タイムチャート



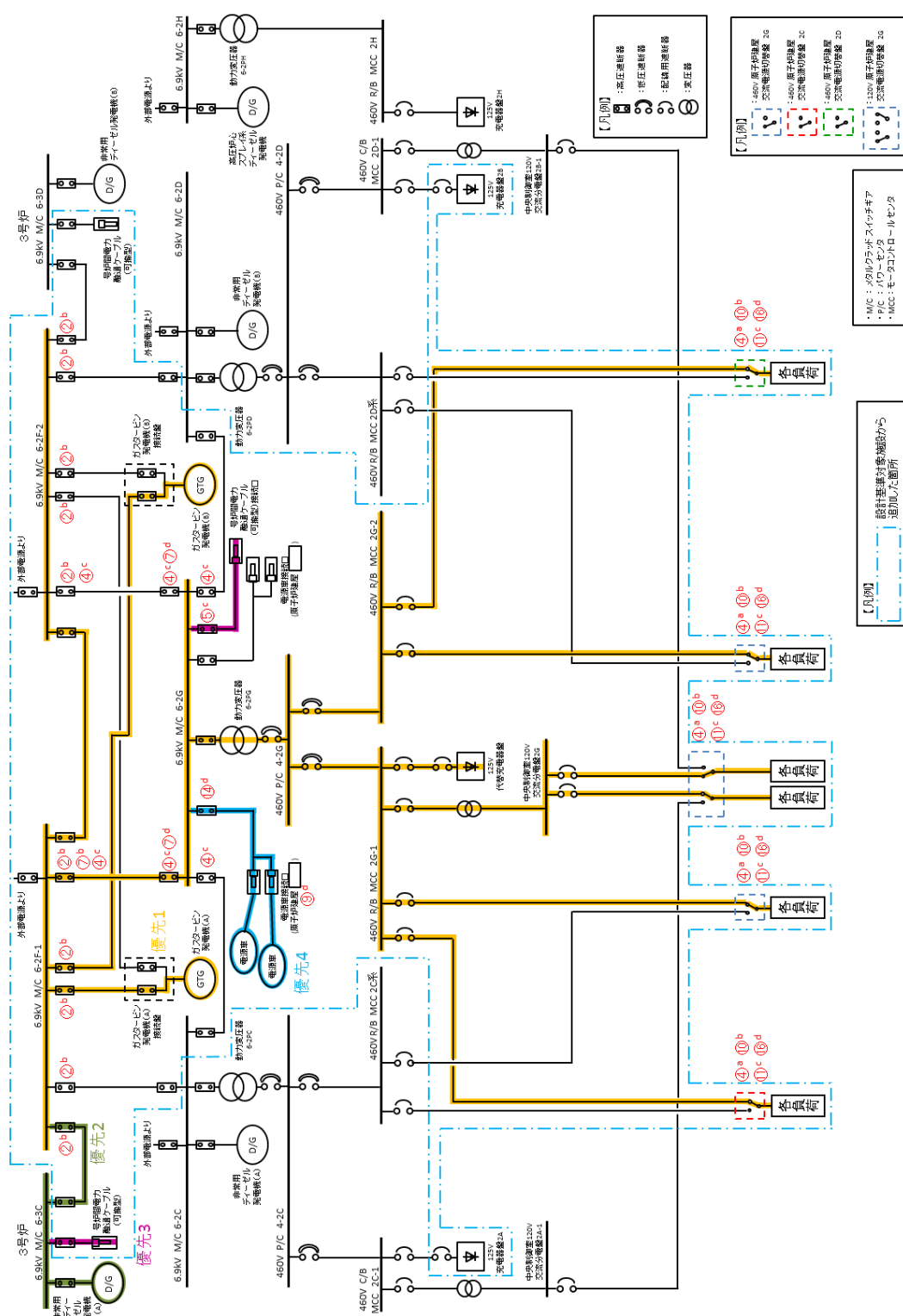
第 1.14.22 図 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考									
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190		
125V代替充電器盤用電源車 接続設備による給電	中央制御室運転員A	電源車給電 120分																				電源車による 125V代替充電器盤受電 140分	③
		125V代替蓄電池による給電切替操作(B系)*1	125V代替蓄電池による給電切替操作(A系)*1	125V代替充電器盤受電操作*2、直流主母線盤受電確認*2	③																		
	現場運転員B,C	125V直流主母線盤における不要な直流負荷切離し*1	原開放(制御室内の電源車接続口を使用する場合)*3	移動、125V代替充電器盤給電準備操作*1	125V代替充電器盤受電操作*2	③																	
		⑦	⑩	⑫	⑬																		
	重大事故等対応要員	保管場所への移動*4,*6	電源車起行前点検*6	電源車の移動*7	電源車準備*8	電源車起動*9	電源車給電*10	⑤															
		⑧	⑨	⑪	⑭	⑮	⑯																

※1：機器の操作時に余裕を見込んだ時間
 ※2：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定作業時間
 ※3：中央制御室から原までの移動時間及び類似の原開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4：電源車の保管場所から第2保管エリア及び第3保管エリア
 ※5：緊急時対応箇所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※6：電源車の起行前点検の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7：電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8：電源車の準備(ケーブルの搬送及び接続)の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9：電源車の起動の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※10：電源車の給電の実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.14.23 図 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電タイムチャート



第 1.14.24 図 ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
ガスタービン発電機による P/C 2G系及びMCC 2G系受電												操作手順
優先1.ガスタービン発電機 によるP/C 2G系及びMCC 2G 系受電の場合	中央制御室運転員A 1	電源確認※1 15分										
		負荷切替操作※2										
		中央制御室監視計器復旧確認※1										

※1：訓練実績に基づき中央制御室での状況確認に必要な想定時間

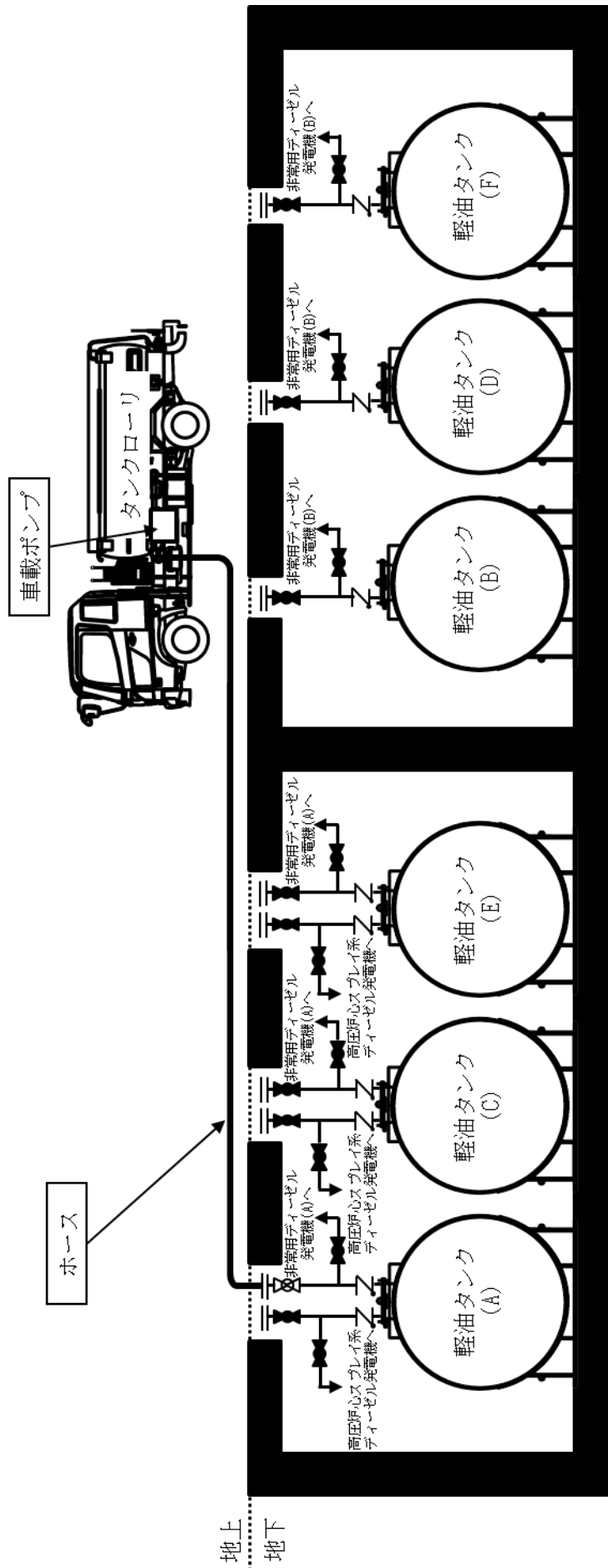
※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.25 図 ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電
(ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合) タイムチャート

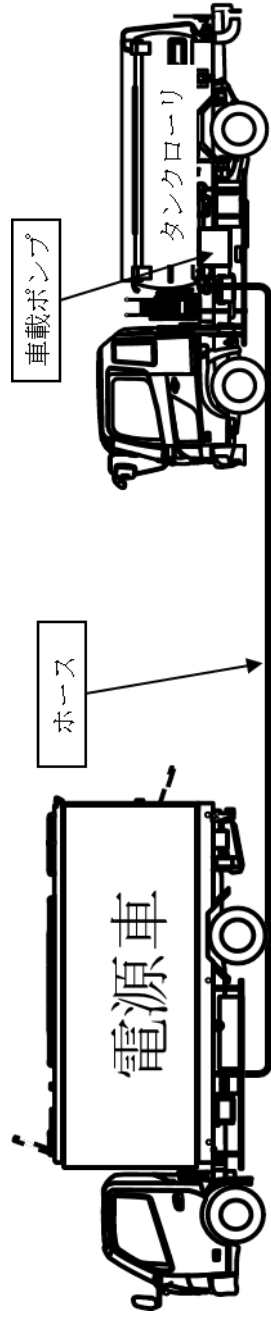
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																		備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180			
優先4. 電源車によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の場合	中央制御室運転員A 1	M/C 2G系受電前準備操作*1																				操作手順 ⑦ ^d ⑧ ^d ⑨ ^d ⑩ ^d
		M/C 2G系受電操作, 受電確認*1, *2																				
		負荷切替操作*1																				
		中央制御室監視器復旧確認*2																				
優先4. 電源車によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の場合	現場運転員B, C 2	扉開放(原子炉建屋内の電源車接続口を使用する場合)*3																				⑥ ^d
	重大事故等対応要員 3	促室場所への移動*4, *5																				
		電源車走行前点検*6																				
		電源車の移動*7																				⑧ ^d ⑨ ^d ⑩ ^d ⑪ ^d ⑫ ^d
		電源車準備*8																				
		電源車起動*9																				⑫ ^d
		電源車給電*10																				

※1: 機器の操作時に余裕を見込んだ時間
 ※2: 訓練実績に基づき中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※3: 中央制御室から扉までの移動時間及び建屋の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 電源車の促室場所は第2保管エリア及び第3保管エリア
 ※5: 緊急時対応場所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 電源車の走行前点検後の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 電源車の促室場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 電源車の準備(ケーブルの敷設及び接続)の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9: 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※10: 電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

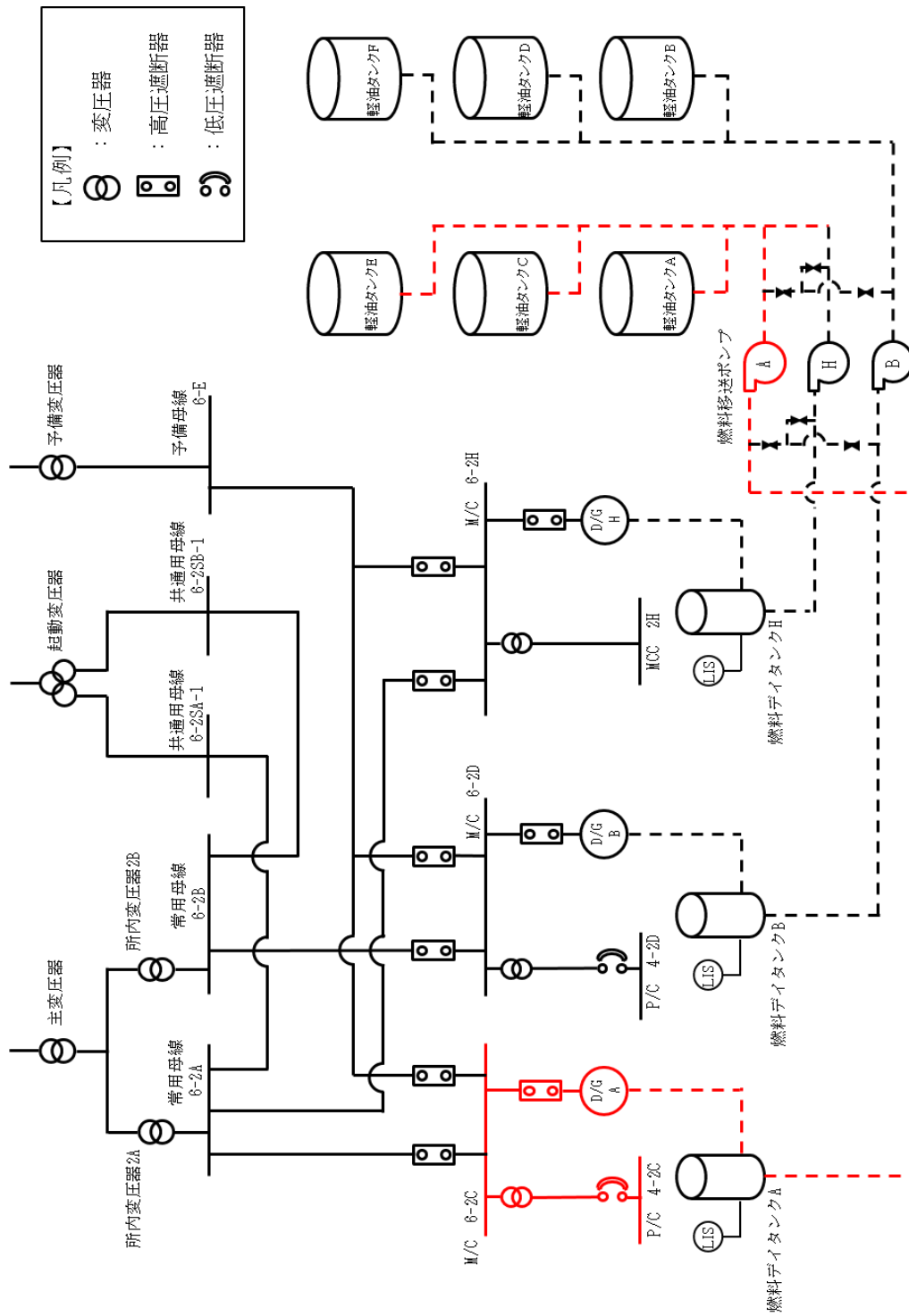
第 1.14.28 図 ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電
 (電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合) タイムチャート



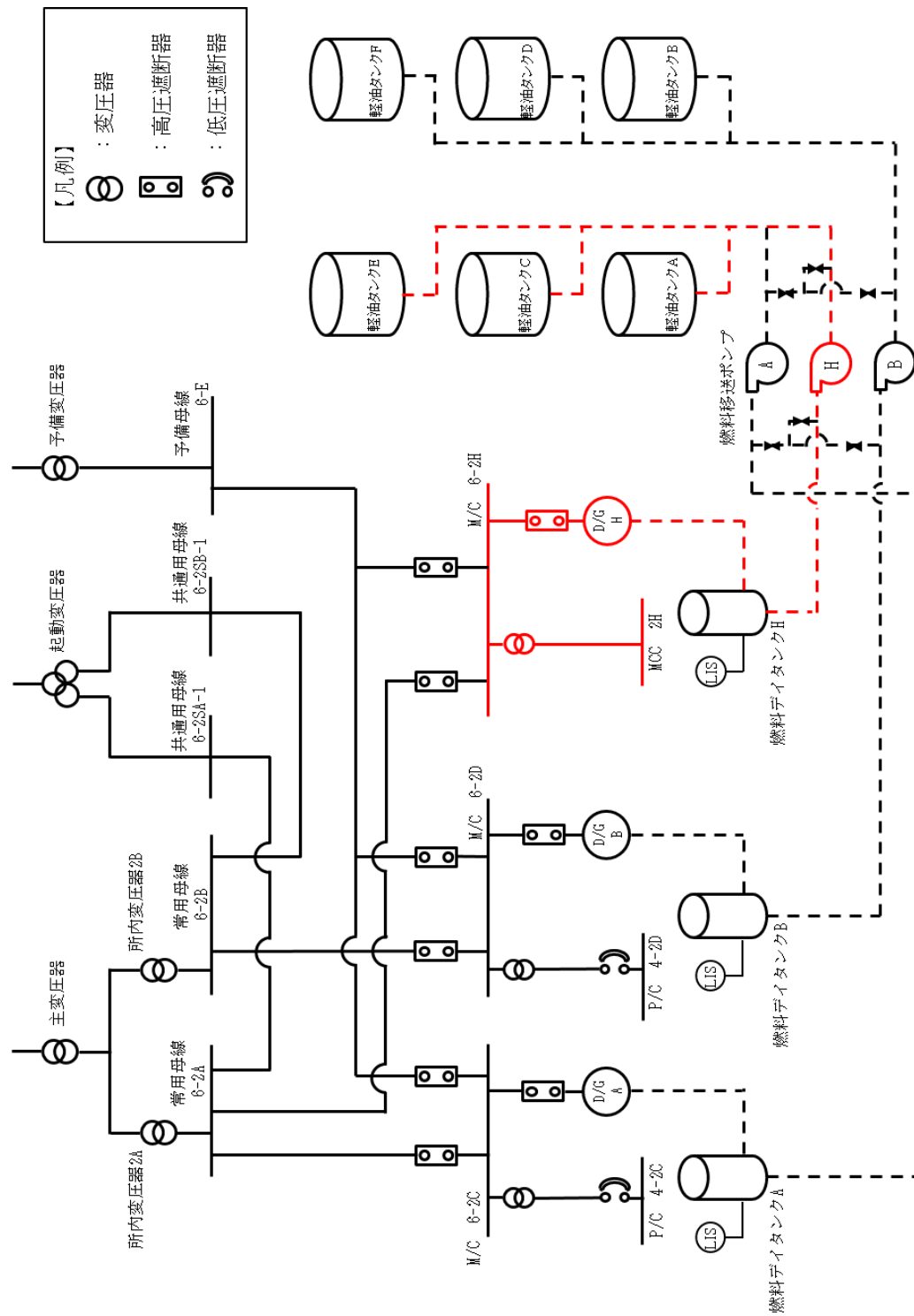
第 1.14.29 図 軽油タンクからタンクローリへの補給 概要図



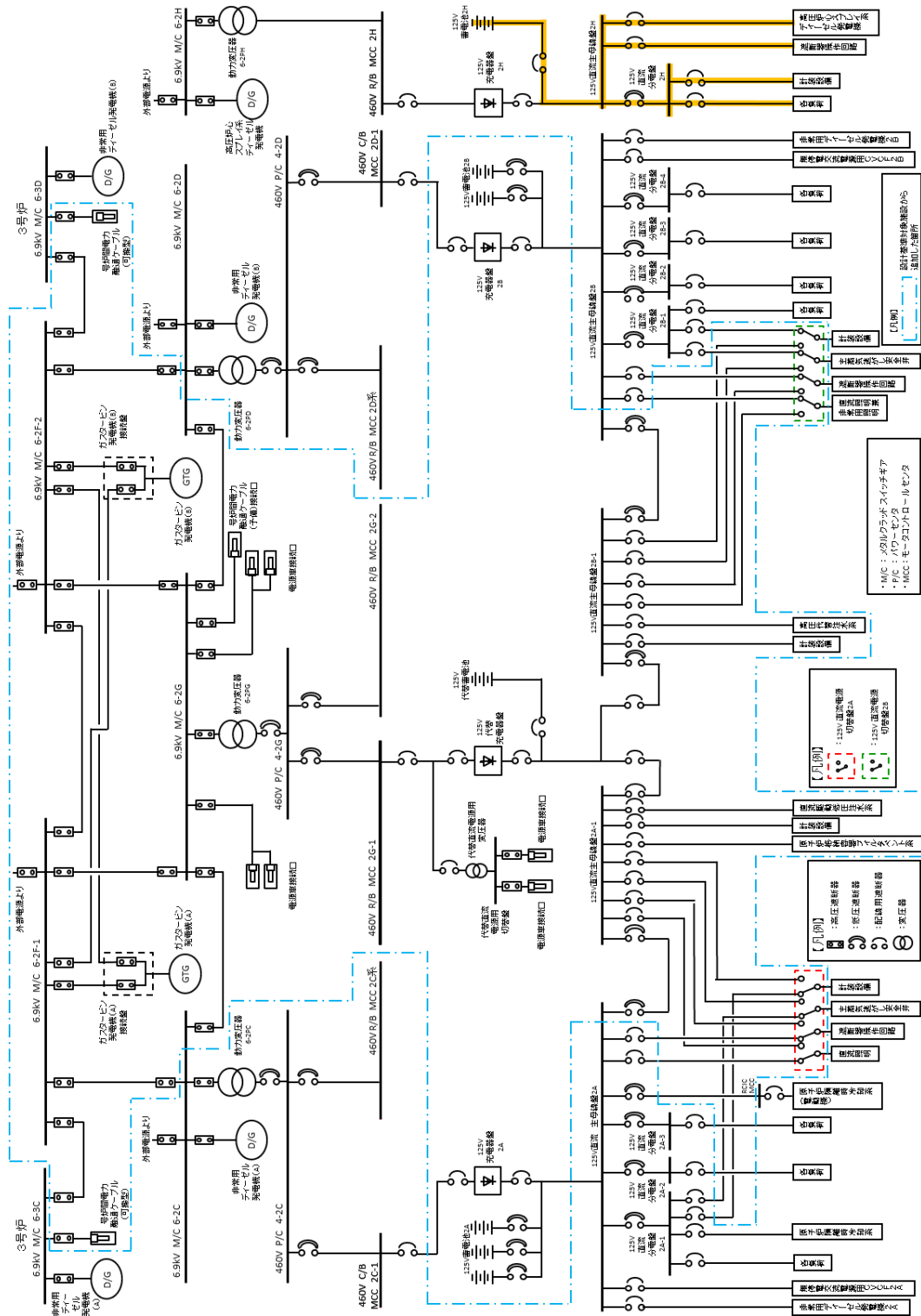
第1.14.32図 タンクローリーから各機器への補給 概要図



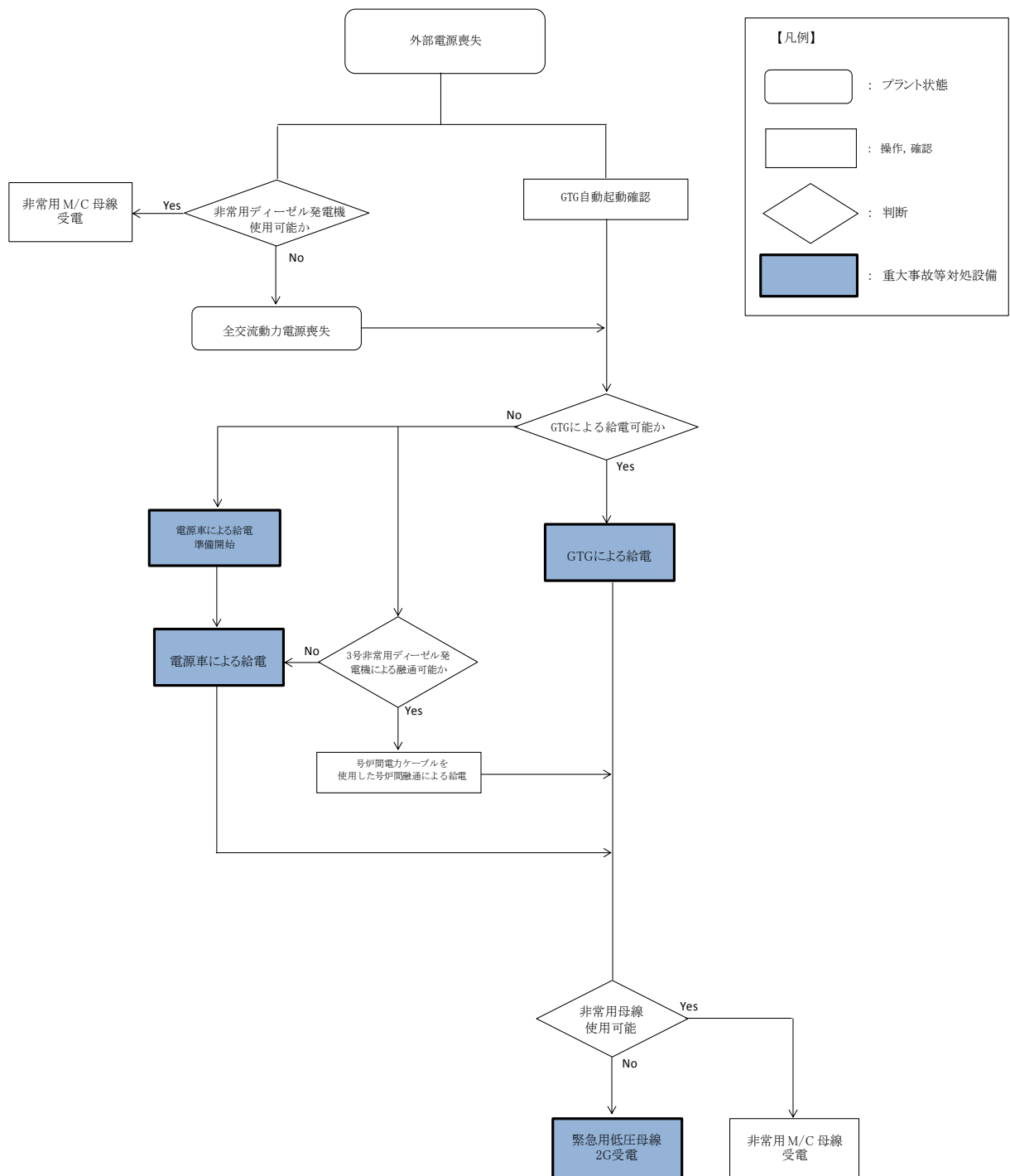
第 1.14.35 図 非常用交流電源設備による給電 概要図



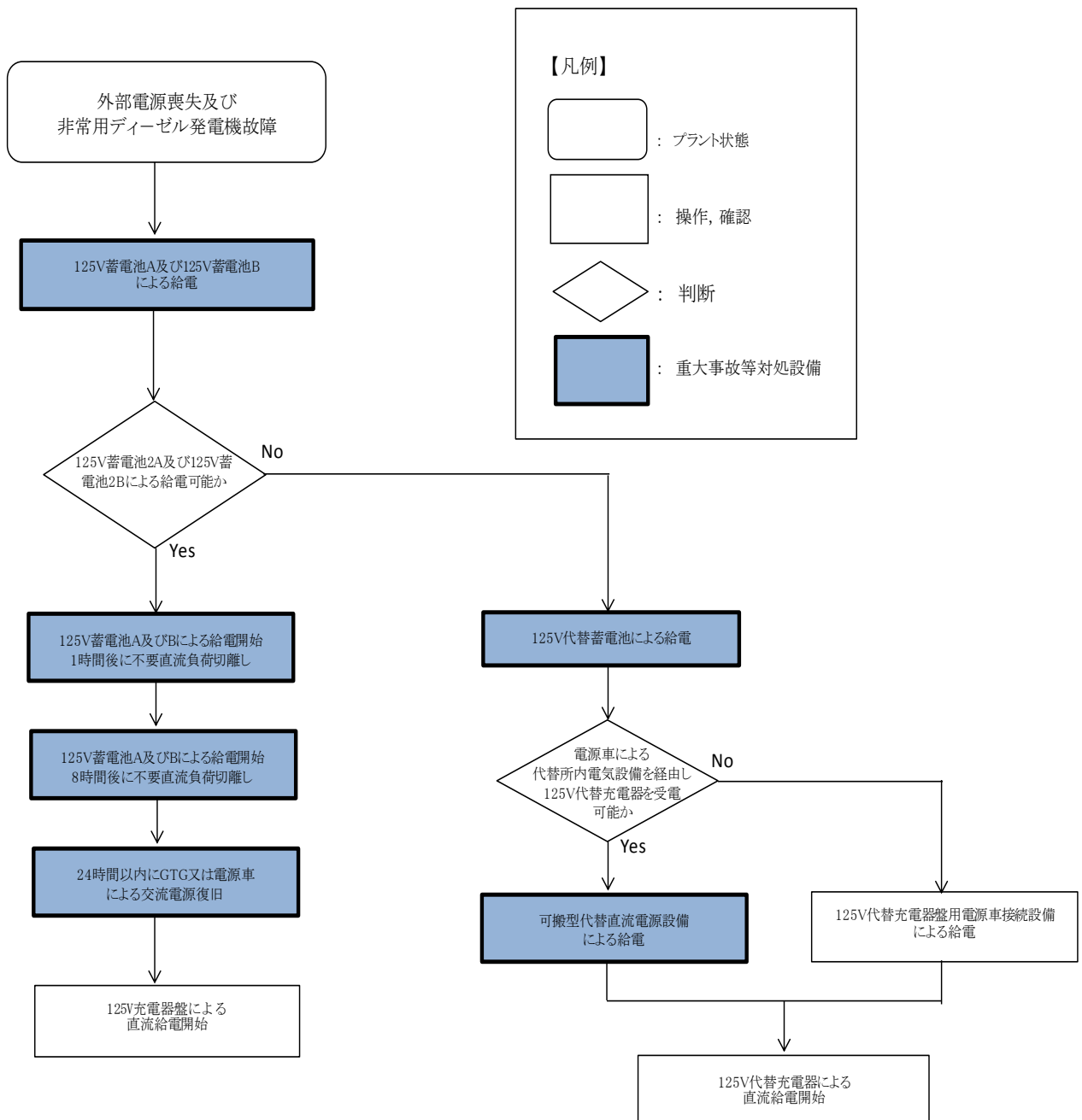
第 1.14.36 図 高压炉心スプレイ系用交流電源設備による給電 概要図



第 1.14.37 図 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備による給電 概要図



第 1. 14. 38 図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート
(代替電源（交流）による対応手段)



第 1. 14. 39 図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート
代替電源（直流）による対応手段

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/6）

技術的能力審査基準（1.14）	番号	設置許可基準規則（57 条）	技術基準規則（72 条）	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中炉内燃料体」という。）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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中炉内燃料体」という。）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施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 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、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑥ ⑦ ⑧
<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を緊急込み、給電を開始できること。</p>	③	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間において、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間において、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間において、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間において、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	⑨ ⑩
<p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できる状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p>	—	<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手で接続できること。</p>	<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手で接続できること。</p>	—
<p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	④	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	⑪
—	—	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間において、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間において、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
非常用 交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	既設							
	軽油タンク	既設							
	非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク	既設							
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設							
	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路	既設							
	原子炉補機冷却水系	既設							
高圧炉心スプレ イ系用交流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	既設							
	軽油タンク	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2H 系電路	既設							
	高圧炉心スプレイ系補機冷却水系	既設							
直 流電源設備による給電 高圧炉心スプレ イ系用	125V 蓄電池 2H	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	125V 充電器盤 2H	既設							
	125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H～125V 直流主母線盤 2H 電路	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	新設	① ② ⑤ ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	ガスタービン発電設備 軽油タンク	新設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送ポンプ	新設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送系配管・弁	新設							
	ガスタービン発電機～ 非常用高圧母線 2C 系及 び非常用高圧母線 2D 系 電路	既設 新設							
	ガスタービン発電機～ 緊急用低圧母線 2G 系電 路	新設							
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧	-	-	-	-	-	-
	軽油タンク	既設							
	ガスタービン発電設備 軽油タンク	新設							
	非常用ディーゼル発電 設備燃料移送系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系デ ィーゼル発電設備燃料 移送系配管・弁	既設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送系配管・弁	新設							
	ホース	新設							
	タンクローリ	新設							
	電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～非常用 高圧母線 2C 系 及び非 常用高圧母線 2D 系電 路	既設 新設							
	電源車～電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用 低圧母線 2G 系電 路	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
号炉間電力融通設備による給電	—	—	—	号炉間電力融通設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設）	常設	30分 予備ケーブル (225分)	3名 予備ケーブル (8名)	自主対策とする理由は本文1.14.1(2)a.(b)参照
					号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	可搬			
					号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系電路	常設			
					号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系電路	可搬			
					号炉間電力融通ケーブル（常設）～緊急用低圧母線G系電路	常設			
					号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～緊急用低圧母線G系電路	常設可搬			
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	125V蓄電池2A	既設	① ② ⑤ ⑨	—	—	—	—	—	—
	125V蓄電池2B	既設							
	125V充電器盤2A	既設							
	125V充電器盤2B	既設							
	125V蓄電池2A及び125V充電器盤2A～125V直流主母線盤2A及び125V直流主母線盤2A-1電路	既設 新設							
	125V蓄電池2B及び125V充電器盤2B～125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2B-1電路	既設 新設							
常設代替直流電源設備による給電	125V代替蓄電池	既設	① ② ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	—	—	—	—	—	—
	125V代替蓄電池～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路	既設							
	250V蓄電池	既設							
	250V蓄電池～250V直流主母線盤電路	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
可搬型代替直流電源設備による給電	電源車	新設	① ② ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	1 2 5 代替充電器盤用電源車接続設備	電源車	可搬	130分	6名	自主対策とする理由は本文1.14.1(2)b.(d)参照
	125V 代替蓄電池	新設			代替直流電源用切替盤	常設			
	125V 代替充電器盤	新設			代替直流電源用変圧器	常設			
	250V 蓄電池	既設			125V 代替充電器	常設			
	250V 充電器盤	既設			軽油タンク	常設			
	軽油タンク	既設			ガスタービン発電設備軽油タンク	常設			
	ガスタービン発電設備軽油タンク	新設			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	常設			
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設			高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	常設			
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	新設			ホース	可搬			
	ホース	新設			タンクローリ	可搬			
	タンクローリ	新設			電源車接続口(制御建屋)～代替直流電源用切替盤～代替直流電源用変圧器～125V代替充電器盤電路	常設 可搬			
	125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	新設			—	—			
	電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系～250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路	新設			—	—			
	電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系～125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	新設			—	—			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替所内電気設備による給電	ガスタービン発電機接続盤	新設	① ④ ⑤ ⑪	-	-	-	-	-	-
	緊急用高圧母線 2F 系	新設							
	緊急用高圧母線 2G 系	新設							
	緊急用動力変圧器 2G 系	新設							
	緊急用低圧母線 2G 系	新設							
	緊急用交流電源切替盤 2G 系	新設							
	緊急用交流電源切替盤 2C 系	新設							
	緊急用交流電源切替盤 2D 系	新設							
	非常用高圧母線 C 系	既設							
	非常用高圧母線 D 系	既設							
燃料補給設備による補給	軽油タンク	既設	① ② ⑤	-	-	-	-	-	-
	ガスタービン発電設備軽油タンク	新設							
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設							
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	新設							
	ホース	新設							
	タンクローリ	新設							

重大事故対策の成立性

1. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

(1) 電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の受電前準備操作

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の受電前準備操作として MCC 2C 系及び MCC 2D 系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器の「切」操作を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (非管理区域)
 制御建屋 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電のうち、受電前準備操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（現場運転員 2 名）

想定時間：110 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の電源車ケーブル敷設、接続及び電源車操作

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の際、電源車と電源車接続口（原子炉建屋 又は ）間に電源車ケーブルを敷設及び接続し、その後電源車を起動し、M/C 2C 系及び M/C 2D 系に給電する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（原子炉建屋 又は原子炉建屋 ）近傍

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電のうち、電源車ケーブル敷設、接続、電源車起動、M/C 2C 系給電及び M/C 2D 系給電に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：120 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから、容易に敷設及び接続可能であり、また、電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



MCC 負荷の切離し操作



電源車ケーブル接続

2. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電

(1) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機

(A) 系による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の給電準備操作

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の際、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続後、M/C 3C 系又は M/C 3D 系において M/C 3C 系又は M/C 3D 系と M/C 2G 系を連絡するための遮断器の給電準備操作を実施する。

b. 作業場所

3 号炉 原子炉建屋 又は （非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電のうち、3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系の給電準備操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：1 名（3 号炉現場運転員 1 名）

想定時間：15 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下に

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

(2) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機から M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の際、M/C 2G 系と 3 号 M/C 3C 系又は M/C 3D 系間に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続を実施する。

b. 作業場所

屋外（2 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍及び 3 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電のうち、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：195 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続はプラグイン式（コネクタ接続）であることから容易に接続可能であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

3. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

(1) 不要直流負荷の切離し操作

a. 操作概要

全交流動力電源喪失事象発生から8時間経過した時点で125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2B, 125V直流分電盤2A-1, 125V直流分電盤2B-1, 125V直流分電盤2A-2, 125V直流分電盤2B-2, 125V直流分電盤2A-3, 125V直流分電盤2B-3及び125V直流分電盤2B-4の不要な直流負荷の切離し操作を実施する。

b. 作業場所

制御建屋 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2B, 125V直流分電盤2A-1, 125V直流分電盤2B-1, 125V直流分電盤2A-2, 125V直流分電盤2B-2, 125V直流分電盤2A-3, 125V直流分電盤2B-3及び125V直流分電盤2B-4の不要な直流負荷の切離し操作に必要な要員数, 時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名 (現場運転員2名)

想定時間 : 60分 (訓練実績等)

d. 操作の成立性について

作業環境 : 可搬型照明 (ヘッドライト及び懐中電灯) により, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計及びゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 可搬型照明 (ヘッドライト及び懐中電灯) を携行しており, 建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常運転時に行う遮断器操作と同じであり, 容易に実施可能である。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており, 重大事故等の環境下において, 通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



不要直流負荷切離し操作 (NFB)

4. 可搬型代替直流電源設備による給電

(1) 電源車による 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電

a. 操作概要

全交流動力電源喪失後、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から直流電源母線への給電ができない場合において、電源車により MCC 2G 系を経由し、125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤の給電操作を実施する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（原子炉建屋 又は原子炉建屋 ）近傍

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電のうち、電源車ケーブル敷設、接続、電源車起動、P/C 2G 系給電及び MCC 2G 系給電に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：120 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから、容易に敷設及び接続可能であり、また、電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



電源車ケーブル接続

5. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

(1) 電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への接続及び給電

a. 操作概要

全交流動力電源喪失後、24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合において、電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤による給電ができない場合において、電源車を 125V 代替充電器盤用電源車接続設備（代替直流電源用切替盤、代替直流電源用変圧器）へ接続し 125V 代替充電器盤に給電する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（制御建屋 又は制御建屋 近傍

c. 必要要員数及び操作時間

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電のうち、電源車ケーブル敷設、接続、電源車起動及び 125V 代替充電器盤用電源車接続設備給電に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：120 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから、容易に敷設及び接続可能であり、また、電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下にお

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

いて、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



電源車ケーブル接続

(2) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤受電の受電操作

a. 操作概要

電源車からの 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電完了後、125V 代替充電器盤用電源車接続設備の遮断器操作を実施し、125V 代替充電器盤を受電する。また、125V 代替充電器盤受電確認後、125V 代替蓄電池遮断器の開放操作を実施する。

b. 作業場所

制御建屋 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電のうち、125V 代替充電器盤受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（現場運転員 2 名）

想定時間：20 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



125V 代替充電器盤の受電状態確認



代替蓄電池の切操作

6. ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電

(1) 電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電のケーブル敷設，接続及び電源車操作

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合に，電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の際，電源車と電源車接続口（原子炉建屋□□又は□□）間に電源車ケーブルを敷設及び接続し，その後電源車を起動し，P/C 2G 系及び MCC 2G 系に給電する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（原子炉建屋□□又は□□）近傍

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による P/C 2G 及び MCC 2G 系受電のうち，電源車ケーブル敷設，接続，電源車起動，P/C 2G 系給電及び MCC 2G 系給電に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：120 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから，容易に敷設及び接続可能であり，また，電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下に

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



電源車ケーブル接続

- (2) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機
(A) 系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合に、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機から P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の際、M/C 2G 系と 3 号 M/C 3C 系又は M/C 3D 系間に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続を実施する。

b. 作業場所

屋外（2 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍及び 3 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による P/C 2G 及び MCC 2G 系の受電のうち、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：3 名（重大事故等対応要員 3 名）

想定時間：195 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており夜間においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続はプラグイン式（コネクタ接続）であることから容易に接続可能であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(3) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の給電準備操作

a. 操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合に、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の際、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続後、M/C 3C系又はM/C 3D系においてM/C 3C系又はM/C 3D系とM/C 2G系を連絡するための遮断器の給電準備操作を実施する。

b. 作業場所

3号炉 原子炉建屋 又は （非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電のうち、3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の給電準備操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（3号炉現場運転員2名）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

7. 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給

a. 操作概要

軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへ軽油を補給する。

b. 作業場所

屋外（軽油タンク又はガスタービン発電機設備軽油タンク近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

軽油タンク又はガスタービン発電機設備軽油タンクからタンクローリへの補給に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

想定時間：140分（訓練実績等）

d. 操作の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：複雑な操作手順はなく，タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時に並行して行える作業が主体であるため，操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



タンクローリへのホース接続

8. タンクローリから各機器への補給

a. 操作概要

タンクローリへ補給した軽油を重大事故等の対処に必要な燃料補給対象の設備へ補給する。

b. 作業場所

屋外（重大事故等の対処に必要な燃料補給対象の設備近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

タンクローリから各機器への補給に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

想定時間：45分（訓練実績等）

d. 操作の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：複雑な操作手順はなく，タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時に並行して行える作業が主体であるため，操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



タンクローリから補給ホースの延長



電源車への補給

添付資料 1.14.3

不要直流負荷 切離しリスト

2号炉 直流 125V 2A 負荷 (1時間切離し)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間	負荷 (A)
125V直流主母線盤2A	6	無停電交流電源用CVCF 2A	1h	350.00
125V直流分電盤2A-2	1	励磁制御盤	1h	1.10
125V直流分電盤2A-2	2	統括AVQC盤	1h	20.00
125V直流分電盤2A-2	3	タービン系制御盤(1)	1h	2.80
125V直流分電盤2A-2	4	湿分分離加熱器制御盤	1h	3.00
125V直流分電盤2A-2	6	補助ボイラー制御盤(A)	1h	0.90
125V直流分電盤2A-2	7	PLR-VVVF(A)制御	1h	4.50
125V直流分電盤2A-2	14	タービン系計装伝送補助盤	1h	2.10
125V直流分電盤2A-2	15	原子炉再循環流量制御系盤	1h	3.00
125V直流分電盤2A-2	17	給水流量制御系盤	1h	3.30
125V直流分電盤2A-2	20	RFP-T制御系盤	1h	1.00
125V直流分電盤2A-2	21	2号AVQC盤	1h	20.00
125V直流分電盤2A-2	23	原子炉系補助盤	1h	2.10
125V直流分電盤2A-2	25	タービン系制御盤(2)	1h	1.20
125V直流分電盤2A-2	28	AVC盤	1h	0.20
125V直流分電盤2A-2	29	励磁制御共通電源	1h	0.50
		合計		415.70

2号炉 直流125V 2A 負荷 (8時間切離し) (1/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間	負荷(A)
125V直流主母線盤2A	7-3	非常用ディーゼル発電機 2A 制御	8h	1.20
125V直流主母線盤2A	8-1	タービン系多重伝送現場盤(C)	8h	4.00
125V直流主母線盤2A	8-2	発電機ロックアウトリレー	8h	1.60
125V直流主母線盤2A	8-3	タービン系多重伝送現場盤(E)	8h	9.00
125V直流主母線盤2A	8-4	発電機界磁しゃ断器	8h	0.50
125V直流主母線盤2A	8-5	タービン系多重伝送現場盤(G)	8h	4.00
125V直流主母線盤2A	8-6	起動変圧器ロックアウトリレー	8h	0.30
125V直流主母線盤2A	8-7	2A主復水器連続洗浄装置制御盤	8h	0.30
125V直流主母線盤2A	8-8	常用HVAC故障表示	8h	0.20
125V直流主母線盤2A	8-9	S/R弁LVDT用変換器	8h	0.90
125V直流主母線盤2A	9-7	250V直流主母線盤 ACB制御	8h	0.30
125V直流主母線盤2A	10-1	シールキャビティ圧力制御流止弁(A)	8h	0.20
125V直流主母線盤2A	10-2	純水・復水移送ポンプ論理	8h	0.50
125V直流主母線盤2A	10-3	HNCW冷凍機故障表示	8h	0.70
125V直流主母線盤2A	10-4	M/C補助継電器版(2A・2SA-1・2SA-2)	8h	0.20
125V直流分電盤2A-1	10-7	主タービンEHC盤	8h	9.90
125V直流主母線盤2A	10-11	GIS主変ユニット制御盤	8h	0.60
125V直流主母線盤2A	10-10	屋外変圧器消火装置	8h	0.30
125V直流分電盤2A-1	1	RHR(A)論理	8h	0.30
125V直流分電盤2A-1	3	RSS制御(RCIC)	8h	0.90
125V直流分電盤2A-1	6	LPCS論理	8h	0.20
125V直流分電盤2A-1	8	RCW・RSW(A)制御	8h	0.50
125V直流分電盤2A-1	9	原子炉補機(A)室HVAC論理	8h	0.40
125V直流分電盤2A-1	13	M/C補助継電器版(2C)	8h	0.20
125V直流分電盤2A-1	14	非常用HVAC(I)制御	8h	0.90
125V直流分電盤2A-1	15	RPSバックアップスクラム弁(A)	8h	0.20
125V直流分電盤2A-1	19	燃料移送ポンプ(A)室排風機 現場操作箱 警報用電源	8h	1.60
125V直流分電盤2A-1	20	FCS(A)制御	8h	0.20
125V直流分電盤2A-1	22	SGTS(A)制御	8h	0.70

2号炉 直流125V 2A 負荷 (8時間切離し) (2/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間	負荷 (A)
125V直流分電盤2A-3	1	所内変圧器2A冷却制御盤	8h	0.30
125V直流分電盤2A-3	2	AUX B/B MCC 2S-1 MCC母線接地装置	8h	0.20
125V直流分電盤2A-3	3	2号起動変圧器冷却制御盤	8h	0.20
125V直流分電盤2A-3	4	BOP温度記録計盤	8h	1.00
125V直流分電盤2A-3	5	消火ポンプ制御盤	8h	0.30
125V直流分電盤2A-3	6	タービン系多重伝送補助盤(2)	8h	1.80
125V直流分電盤2A-3	8	OFケーブル洞道監視制御盤	8h	0.30
125V直流分電盤2A-3	9	PLRポンプ停止検出用不足電圧計電気版(1)	8h	0.70
125V直流分電盤2A-3	11	タービン系多重伝送補助盤(1)	8h	2.60
125V直流分電盤2A-3	12	起動変圧器NGR版2-1	8h	0.20
125V直流分電盤2A-3	13	CUW F/D故障表示	8h	0.40
125V直流分電盤2A-3	14	HECW(A)(C)冷凍機故障表示	8h	0.30
125V直流分電盤2A-3	15	IA空気圧縮機制御盤故障表示	8h	0.30
125V直流分電盤2A-3	16	SA空気圧縮機制御盤故障表示	8h	0.30
125V直流分電盤2A-3	17	IA除湿装置制御盤(A)故障表示	8h	0.20
125V直流分電盤2A-3	18	床漏えい検出表示盤	8h	0.20
125V直流分電盤2A-3	19	PLR-VVVF冷却装置制御盤(A)	8h	0.60
125V直流分電盤2A-3	20	PCV所引用エアロック非常用照明(No. 4 TBX)	8h	0.20
125V直流分電盤2A-3	21	サンブポンプ制御	8h	0.80
125V直流分電盤2A-3	22	原子炉系多重伝送補助盤	8h	7.00
125V直流分電盤2A-3	23	サンブ制御盤故障表示	8h	0.50
125V直流分電盤2A-3	24	除塵装置制御盤	8h	0.50
125V直流分電盤2A-3	25	原子炉系多重伝送現場盤(A)	8h	5.00
125V直流分電盤2A-3	26	タービン系多重伝送現場盤(A)	8h	5.00
125V直流分電盤2A-3	27	廃棄物処理運転状態監視盤故障表示	8h	0.40
125V直流分電盤2A-3	28	補助ボイラー変圧器クーラ盤(A)	8h	0.20
125V直流分電盤2A-3	29	アクセス・コントロール警報(A)	8h	0.20
125V直流分電盤2A-3	30	補助ボイラーOLTC盤(A)	8h	0.30
		合計		70.80

2号炉 直流125V 2B 負荷 (1時間切離し)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間	負荷(A)
125V直流主母線盤2B	6	無停電交流電源用CVCF 2B	1 h	350.00
125V直流分電盤2B-2	1	励磁制御盤	1 h	0.80
125V直流分電盤2B-2	2	タービン系制御盤(3)	1 h	6.60
125V直流分電盤2B-2	3	補助ボイラー制御盤(B)	1 h	0.80
125V直流分電盤2B-2	4	タービン系制御盤(4)	1 h	3.60
125V直流分電盤2B-2	6	統括AVQC盤	1 h	20.00
125V直流分電盤2B-2	7	PLR-VVVF(B)制御	1 h	5.20
125V直流分電盤2B-2	8	タービン系計装制御盤	1 h	3.60
125V直流分電盤2B-2	17	RFP-T制御系盤	1 h	1.00
125V直流分電盤2B-2	23	BOPアナンシエータ盤	1 h	32.00
125V直流分電盤2B-2	29	気体廃棄物処理系盤	1 h	3.40
		合計		427.00

2号炉 直流125V 2B負荷（8時間切離し） (1/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間	負荷(A)
125V直流主母線盤2B	7-1	タービン系多重伝送現場盤(B)	8h	6.00
125V直流主母線盤2B	7-2	発電機ロックアウトリレー	8h	0.80
125V直流主母線盤2B	7-3	タービン系多重伝送現場盤(D)	8h	12.00
125V直流主母線盤2B	7-4	タービン系制御盤(5) (補機制御)	8h	0.80
125V直流主母線盤2B	7-5	タービン系多重伝送現場盤(F)	8h	7.00
125V直流主母線盤2B	7-6	2B主復水器連続洗浄装置制御盤	8h	0.30
125V直流主母線盤2B	7-7	タービン系多重伝送現場盤(H)	8h	7.00
125V直流主母線盤2B	7-8	湿分分離加熱器伝送補助盤	8h	1.50
125V直流主母線盤2B	7-9	制御棒駆動水温度故障表示	8h	0.30
125V直流主母線盤2B	7-10	タービン発電機軸連続振動監視盤	8h	0.40
125V直流主母線盤2B	8-4	非常用ディーゼル発電機 2B 制御	8h	1.10
125V直流主母線盤2B	10-1	排ガス乾燥器制御盤	8h	2.30
125V直流主母線盤2B	10-2	排ガス真空ポンプ設備制御盤	8h	0.20
125V直流主母線盤2B	10-3	M/C補助継電器版 (2B・2SB-1・2SB-2)	8h	0.20
125V直流主母線盤2B	10-4	MSH・SC・TGS制御盤故障表示	8h	0.30
125V直流主母線盤2B	10-5	タービン系制御盤(5) (給復水系・ANN)	8h	1.00
125V直流主母線盤2B	10-11	GIS起変ユニット制御盤	8h	0.30
125V直流分電盤2B-1	1	RHR(B)論理	8h	0.30
125V直流分電盤2B-1	8	RCW/RSW(B)制御	8h	0.50
125V直流分電盤2B-1	9	原子炉補機(B)室HVAC論理	8h	0.40
125V直流分電盤2B-1	13	M/C補助継電器版(2D)	8h	0.20
125V直流分電盤2B-1	14	非常用HVAC(II)制御	8h	0.70
125V直流分電盤2B-1	15	RPSバックアップスクラム弁(B)	8h	0.20
125V直流分電盤2B-1	19	燃料移送ポンプ(B)室排風機 現場操作箱 警報用電源	8h	1.60
125V直流分電盤2B-1	20	FCS(B)制御	8h	0.20
125V直流分電盤2B-1	22	SGTS(B)制御	8h	7.00

2号炉 直流125V 2B負荷（8時間切離し） (2/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間	負荷(A)
125V直流分電盤2B-3	1	所内変圧器2B冷却制御盤	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	2	シールクャビティ圧力制御流止弁(B)	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	3	T/B溢水検知盤（主復水器室）	8h	0.80
125V直流分電盤2B-3	4	主変圧器冷却装置盤	8h	0.30
125V直流分電盤2B-3	5	電気室直流125V分電盤（C/B-B1-3）	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	6	発電機水素ガス固定子冷却水制御	8h	0.60
125V直流分電盤2B-3	7	PLRポンプ停止検出用不足電圧計電気版(2)	8h	0.70
125V直流分電盤2B-3	8	2号SPC・S0事故検出装置	8h	3.40
125V直流分電盤2B-3	9	T/B溢水検知盤(TSW)	8h	0.80
125V直流分電盤2B-3	10	起動変圧器NGR盤2-2	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	11	HECW(B)(D)冷凍機故障表示	8h	0.50
125V直流分電盤2B-3	12	復水脱塩装置故障表示	8h	0.70
125V直流分電盤2B-3	13	FPC故障表示	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	14	復水ろ過装置故障表示	8h	0.50
125V直流分電盤2B-3	15	FPC F/D故障表示	8h	0.40
125V直流分電盤2B-3	17	PLR-VVVF冷却装置制御盤(B)	8h	0.50
125V直流分電盤2B-3	18	補助ボイラー故障表示	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	19	TIP制御盤	8h	0.50
125V直流分電盤2B-3	21	計算機トランスジューサー盤(2)	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	22	タービン監視計器盤	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	23	IA除湿装置制御盤(B)故障表示	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	24	タービン監視計器盤	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	25	原子炉系多重伝送現場盤(B)	8h	5.00
125V直流分電盤2B-3	26	タービン発電機試験盤	8h	1.30
125V直流分電盤2B-3	27	補助ボイラー変圧器クローラ盤(B)	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	28	循環水ポンプ可動翼制御盤	8h	0.40
125V直流分電盤2B-3	29	アクセス・コントロール警報(B)	8h	0.20
125V直流分電盤2B-3	30	補助ボイラーOLTIC版(B)	8h	0.30
125V直流分電盤2B-4	5	RW制御室 HVAC故障表示	8h	0.20
125V直流分電盤2B-4	10	RW警報補助盤	8h	1.00
125V直流分電盤2B-4	11	RW/A MCC 2S-1母線接地装置	8h	0.20
125V直流分電盤2B-4	13	RW/A MCC 2S-2母線接地装置	8h	0.20
125V直流分電盤2B-4	29	プラスチック固化（固化・薬剤）制御回路	8h	3.00
125V直流分電盤2B-4	30	ドラムハンドリング装置制御回路	8h	0.40
		合計		76.70

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (1/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 交流 : 直流 :
【1.1】 緊急停止失敗時に発電用 原子炉を未臨界にするた めの手順等	—	
【1.2】 原子炉冷却材圧力パウン ダリ高圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系の中央制御室からの 操作による発電用原子炉の冷却 	
	<ul style="list-style-type: none"> 代替交流電源設備による原子炉隔離 時冷却系への給電 	
<ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系による進展抑制 		

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (2/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	<p>重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動による減圧（主蒸気遮し安全弁） ・代替交流電源設備による復旧 ・代替直流電源設備による復旧 	<p>電源設備、給電経路、給電対象設備</p> <p>交流</p> <p>直流</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・125V充電器2A ・125V充電器2B 所内常設複式直流通電設備 可搬型代替直流通電設備 <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気遮し安全弁（自動減圧機能付） ・主蒸気遮し安全弁 可搬型代替直流通電設備 <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気遮し安全弁（自動減圧機能付） ・主蒸気遮し安全弁
<p>【1.1】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流通電設備による主蒸気遮し安全弁機能回復 	<ul style="list-style-type: none"> M/C C系 <ul style="list-style-type: none"> ・M/Rポンプ(A) ・R/R(A)系電動弁 M/C D系 <ul style="list-style-type: none"> ・M/Rポンプ(B)、(C) ・M/R(C)系電動弁 MCC G系 <ul style="list-style-type: none"> ・M/Rポンプ(A)、(B)、(C) ・R/R(A)系電動弁 ・M/R(C)系電動弁 所内常設複式直流通電設備 常設代替直流通電設備 可搬型代替直流通電設備 <ul style="list-style-type: none"> ・125V充電器2A ・125V充電器2B ・250V充電器2B ・FR加系電動弁 ・直流通電用低圧注水ポンプ ・直流通電用低圧注水系電動弁
<p>【1.1】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 ・低圧代替注水系（可搬型）による残存溶解炉心の冷却 	<ul style="list-style-type: none"> M/C C系 <ul style="list-style-type: none"> ・R/R(A)系電動弁 M/C D系 <ul style="list-style-type: none"> ・M/R(C)系電動弁 MCC G系 <ul style="list-style-type: none"> ・R/R(A)系電動弁 ・M/R(C)系電動弁
<p>【1.1】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 ・常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧 	<ul style="list-style-type: none"> M/C C系 <ul style="list-style-type: none"> ・R/Rポンプ(A) M/C D系 <ul style="list-style-type: none"> ・R/Rポンプ(B) MCC C系 <ul style="list-style-type: none"> ・R/R(A)系電動弁 ・PLK(A)系電動弁 MCC D系 <ul style="list-style-type: none"> ・R/R(B)系電動弁 ・PLK(B)系電動弁 MCC G系 <ul style="list-style-type: none"> ・R/R(A)、(B)系電動弁

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (3/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備	: 交流 : 直流
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を 輸送するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルタメント系による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作を含む） 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作を含む） 		<ul style="list-style-type: none"> AC系電動弁 AC系電動弁 RCW(A)系電動弁 RCW(B)系電動弁
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却 等のための手順等	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系による除熱 		<ul style="list-style-type: none"> RHR(A)系電動弁 RHR(B)系電動弁
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却 等のための手順等	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系モード）の復旧 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブレッションプール水冷却モード）の復旧 		<ul style="list-style-type: none"> RHR(A)系電動弁 RHR(B)系電動弁 RHR(A), (B)系電動弁
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却 等のための手順等	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系モード）の復旧 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブレッションプール水冷却モード）の復旧 		<ul style="list-style-type: none"> RHRポンプ(A) RHRポンプ(B) RHR(A)系電動弁 RHR(B)系電動弁 RHR(A), (B)系電動弁

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (4/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破 損を防止するための手順 等	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルターシステム系によ る原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作を含む) 	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>125V充電器盤2A</p> <p>FCIS電動弁</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型代替直流電源設備</p> <p>：交流 ：直流</p>
	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系による原子炉格納容器 内の減圧及び除熱 	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>MCC C系</p> <p>MCC C系</p> <p>RHR(A)系電動弁</p> <p>RHR(A)系電動弁</p> <p>：交流 ：直流</p>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (5/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備
【1.8】 原子炉格納容器下部の密 触炉心を冷却するための 手順等	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部注水系(常設)による原 子炉格納容器上部への注水 	<p style="text-align: center;">交流</p> <p style="text-align: center;">直流</p>
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による 原子炉格納容器上部への注水 	
	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力 容器への注水 	
	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧 力容器への注水 	
	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への 注水 	
	<ul style="list-style-type: none"> ほう水注入系による原子炉圧力容器への ほう水注水 	

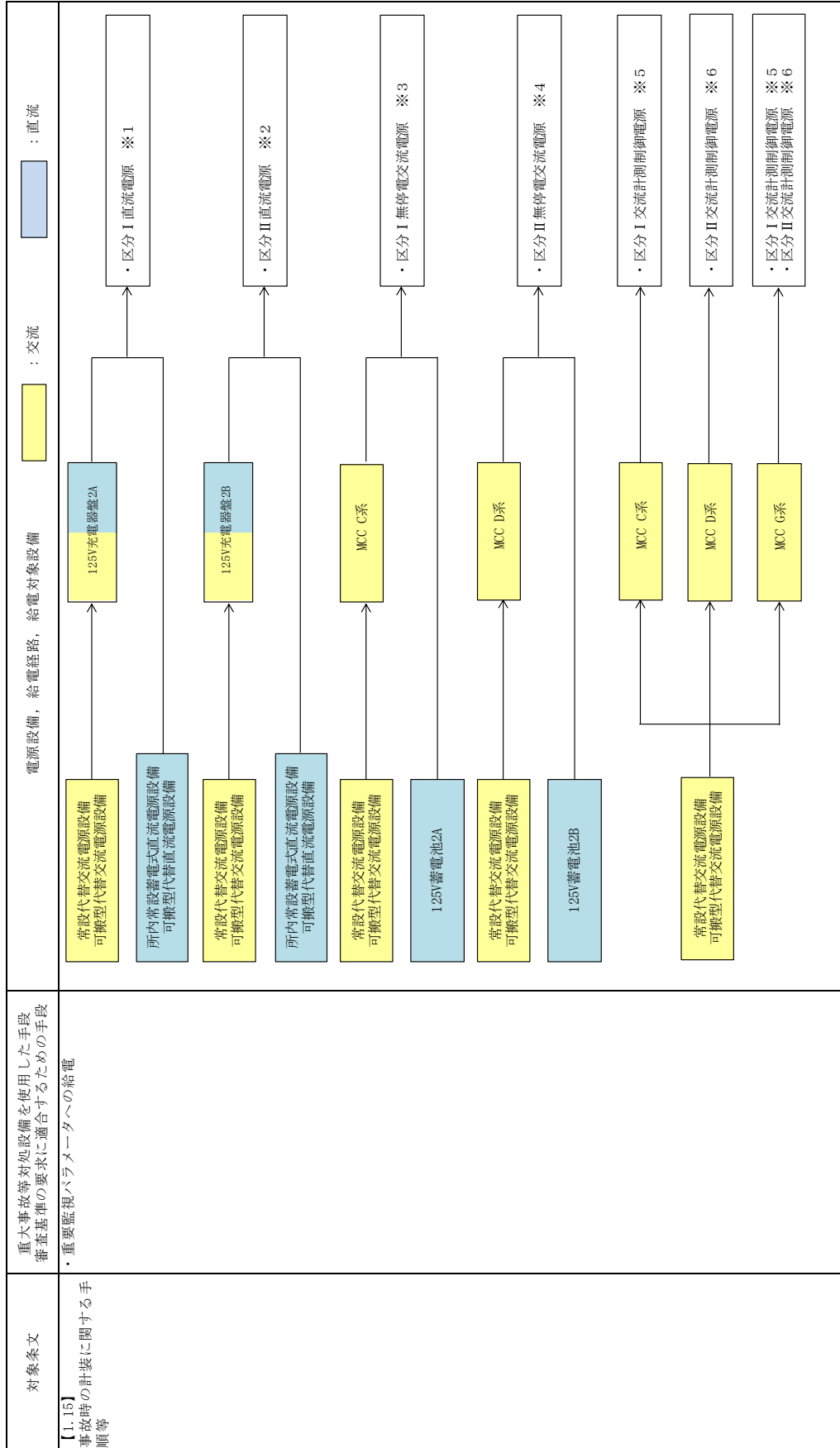
審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (6/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フイタルタペント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び放射性ガスの排出 	<p>電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p> <p>交流: [Yellow Box] 直流: [Blue Box]</p>
<p>【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 原子炉建屋内の水素濃度監視 代替電源による必要な設備への給電 	<p>電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p> <p>交流: [Yellow Box] 直流: [Blue Box]</p>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (7/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・使用済燃料プールの監視	電源設備、給電経路、給電対象設備
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却 等のための手順等		
【1.12】 発電所外への放射性物質 の拡散を抑制するための 手順等	・燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	
【1.13】 重大事故等の収束に必要な となる水の供給手順等	-	-

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (8/10)



審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (9/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・重要監視パラメータへの給電	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	<p>※1 区分Ⅰ 直流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器温度 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置水温度 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 復水貯蔵タンク水位 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 代替循環冷却ポンプ出口圧力 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 	<p>※2 区分Ⅱ 直流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 高圧代替注水系ポンプ出口流量 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサートモード) <p>※1, ※2 区分Ⅰ及び区分Ⅱ 直流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域), (燃料域) 残留熱除去系洗浄ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 圧力抑制室水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) フィルタ装置出口放射線モニタ 残留熱除去系ポンプ出口圧力 静的触媒式水素再結合装置監視装置 <p>※3, ※4 区分Ⅰ及び区分Ⅱ 無停電交流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 起動領域モニタ 平均出力領域モニタ 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却入口流量 <p>※5 区分Ⅰ 交流計測制御電源</p> <ul style="list-style-type: none"> フィルタ装置出口水素濃度 使用済燃料プール監視カメラ <p>※1, ※5 区分Ⅰ 直流電源, 区分Ⅱ 交流計測制御電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式) <p>※5, ※6 区分Ⅰ及び区分Ⅱ 交流計測制御電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度 <p>※1, ※2, ※5, ※6 区分Ⅰ及び区分Ⅱ 直流電源並びに区分Ⅰ及び区分Ⅱ 交流計測制御電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内水素濃度

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (10/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・居住性の確保	電源設備、給電経路、給電対象設備 ：交流 ：直流
【1.16】 原子炉制御室の居住性等 に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・居住性の確保 	
【1.17】 監視測定等に関する手順 等	<ul style="list-style-type: none"> ・被ばく線量の低減 	
【1.18】 緊急時対策所の居住性等 に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・ガスタービン発電機及び電源車による緊急時対策所の給電に関しては【1.18】にて整理 	
【1.19】 通信連絡に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内の通信連絡 ・発電所外（社内外）の通信連絡 	