

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29年12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 原子炉冷却材圧カ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 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧カ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

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）
 - (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) 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）
 - 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) 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
 - (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）
- (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 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」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についても想定する。

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。

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
- ・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、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におけるフィルタ装置への水補給は、淡水貯水槽の淡水だけ

ではなく、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。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
- ・ 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、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、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場合でもアルカリ性を維持可能である。なお、事故後 8 日目に本設備を用いて外部から薬液を補給することで、原子炉格納容器フィルタベント系の機能を維持できることから、原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。

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・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・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）（以下「EOP」という。）、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
- 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

(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表面温度で 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基づき、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 (以下「S/C」という。) 側からの原子炉格納容器ベント実施の準備を開始するよう運転員に指示する。(S/C 側が使用不能な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実施の準備を開始するよう指示する。)
- 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による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- 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。
- ④ 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。
- 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、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開を確認後、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。
- ⑦ 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準備完了を発電所対策本部に報告する。
- 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に報告する。
- ⑨ 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の開始を発電所対策本部に報告する。
- ⑩ 発電課長は、原子炉格納容器内の圧力を 0.384MPa [gage] 以下に抑制する見込みがないと判断した場合、運転員に原子炉格納容器ベントの開始を指示する。
- ⑪ 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操作を開始する。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 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操作を開始する。
- ⑫ 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及び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に報告する。
- ⑬ 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。
- ⑭ 中央制御室運転員 A 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) の全閉操作を実施し、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。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の全閉操作を実施する。

(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内の減圧及び除熱開始まで 20 分以内で可能である。

ii. 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 (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、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。
- ②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。
- ③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う。
- ④重大事故等対応要員は、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

1.5-13

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- 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。
- ⑤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。
- 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。
- ⑦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報告する。
- ⑧重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁の全閉操作及びフィルタ装置（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する。
- ⑨重大事故等対応要員は、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、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約 6 時間 25 分で可能である。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)

iii. 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

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。

1.5-14

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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) 又は 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。
- ⑤現場運転員 B 及び 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。
- ⑥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。
- ⑦重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を配備、ホースの敷設及び接続を行い、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。
- ⑧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の全開操作を実施し、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。
- ⑨発電課長は、運転員に窒素ガスの注入開始を指示する。
- ⑩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。

- ⑪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。
- ⑫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 [] 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。
- ⑬発電課長は、運転員に窒素ガス注入の停止操作及び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。
- 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により全閉操作した後、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閉操作し、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、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シ開始まで約 5 時間で可能である。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)

iv. フィルタ装置への薬液補給

無機よう素は、ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、スクラバ溶液から吸込まれた液滴と化学反応させることによりスクラバ溶液中に捕集・保持させるため、スクラバ溶液に薬剤を添加し、無機よう素を除去する。

(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。

1.5-16

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- 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、薬液補給装置の配備、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ②重大事故等対応要員は、薬液補給装置の配備、ホースの敷設及び接続を行い、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。
- ③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。
- ④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操作し、薬液補給を開始する。
- ⑤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課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に報告する。
- ⑥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操作を実施後、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、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約 3 時間 30 分で可能である。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)

(b) 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)

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)

(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] に到達した場合で、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。

1.5-17

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

※：「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表面温度で 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）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 1.5.13 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基づき、原子炉格納容器フィルタベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント実施の準備を開始するよう運転員に指示する。(S/C 側が使用不能な場合は D/W 側からの原子炉格納容器ベント実施の準備を開始するよう指示する。)
- 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による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- 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による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。
- ④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。
- 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、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。
- ⑦現場運転員 B 及び C 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)を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、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。

- ⑧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準備完了を発電所対策本部に報告する。
- 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に報告する。
- ⑩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の開始を発電所対策本部に報告する。
- ⑪発電課長は、原子炉格納容器内の圧力を 0.384MPa [gage] 以下に抑制する見込みがないと判断した場合、運転員に原子炉格納容器ベントの開始を指示する。
- ⑫現場運転員 B 及び C は、S/C ベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、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操作を開始する。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 ベント用出口隔離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。
- 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、フィルタ装置入口圧力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現場運転員 B 及び C 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) を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉操作を実施し、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。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遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作での全閉操作を実施する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、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内の減圧及び除熱開始まで、約 2 時間 30 分で可能である。

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、容易に操作可能である。

また、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。

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.5.3)

ii. 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。

なお、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」の操作手順と同様である。

iii. 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

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に貯留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ズを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1)a(a) iii 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」の操作手順と同様である。

iv. フィルタ装置への薬液補給

無機よう素は、ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、スクラバ溶液から吸込まれた液滴と化学反応させることによりスクラバ溶液中に捕集・保持させるため、スクラバ溶液に薬剤を添加し、無機よう素を除去する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1)a(a) iv フィルタ装置への薬液補給」の操作手順と同様である。

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) 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

i. 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表面温度で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。

ii. 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1.5.16

図に、タイムチャートを第 1.5.17 図及び第 1.5.18 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、耐圧強化ベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント実施の準備を開始するよう運転員に指示する。(S/C 側が使用不能な場合は D/W 側からの原子炉格納容器ベント実施の準備を開始するよう指示する。)
- ② 発電課長は、発電所対策本部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報告する。
- ③ 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。
- ④ 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。
- ⑤ 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、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)、FCVS ベントライン隔離弁(B)、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A)及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)の全閉確認を行う。
- ⑥ 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(10%開)及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全開とする。
- ⑦ 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準備完了を発電課長に報告する。
- ⑧ 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の準備完了を発電所対策本部に報告する。
- 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に報告する。
- ⑩ 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の開始を発電所対策本部に報告する。
- ⑪ 発電課長は、原子炉格納容器内の圧力を 0.384MPa [gage]以下に抑制する見込みがないと判断した場合、運転員に原子炉格納容器ベントの開始を指示する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開し、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。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 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操作を開始する。

- ⑬ 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に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A 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な場合は、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の全閉操作を実施し、耐圧強化ベント系による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。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の全閉操作を実施する。

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内の減圧及び除熱開始まで 20 分以内で可能である。

(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）

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] に到達した場合で、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。

※：「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表面温度で300℃以上を確認した場合。

ii. 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（現場操

作)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1.5.19図に、タイムチャートを第1.5.20図及び第1.5.21図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、耐圧強化ベント系によるS/C側からの原子炉格納容器ベント実施の準備を開始するよう運転員に指示する。(S/C側が使用不能な場合はD/W側からの原子炉格納容器ベント実施の準備を開始するよう指示する。)
- ②発電課長は、発電所対策本部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報告する。
- ③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。
- ④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。
- ⑤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、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)、FCVSベントライン隔離弁(B)、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A)及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)の全閉確認を行う。
- ⑥現場運転員B及びCは、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開(10%開)及びPCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を全開とする。
- ⑦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準備完了を発電課長に報告する。
- ⑧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の準備完了を発電所対策本部に報告する。
- 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に報告する。
- ⑩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の開始を発電所対策本部に報告する。
- ⑪発電課長は、原子炉格納容器の圧力を0.384MPa[gage]以下に抑制する見込みがないと判断した場合、運転員に原子炉格納容器ベントの開始を指示する。
- ⑫現場運転員B及びCは、S/Cベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、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。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 ベント用出口隔離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。

- ⑬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に報告する。
- ⑭現場運転員 B 及び C 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な場合は、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の全閉操作を実施し、耐圧強化ベント系による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。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遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作での全閉操作を実施する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、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内の減圧及び除熱開始まで約 2 時間 10 分で可能である。

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、容易に操作可能である。

また、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。

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 1.5.31 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）を中央制御室から実施できない場合は、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ー冷却モード）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 1.5.22 図, 第 1.5.26 図に、タイムチャートを第 1.5.23 図, 第 1.5.24 図, 第 1.5.25 図, 第 1.5.27 図, 第 1.5.28 図, 第 1.5.29 図に示す。

i. 運転員操作

（B 系による補機冷却水確保の手順は⑦, ⑧を除き同様）

- 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等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、熱交換器ユニット等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 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 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

(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連絡する。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 A 系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約 1 時間 5 分、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約 45 分で可能である。

また、B 系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約 1 時間 15 分、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約 50 分で可能である。

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 9 時間、海水ポンプ室から海水を取水する場合も 9 時間で可能である。

なお、プラント停止中の対応要員の体制についても、プラント運転中と同様である。

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

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 1.5.31 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 1.5.30 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（ 程度）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（ 程度）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）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。

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）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淡水貯水槽への補給手順並びに大容量送水ポンプ（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(1/4)
 (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 (徴候ベース) 「減圧冷却等」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」
		モード及び格納容器スプレイ冷却モード) ※2 残留熱除去系(サブプレッションプール冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2 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 (徴候ベース) 「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冷却」等

※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(2/4)

(重大事故等対応設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		手順書
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	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	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	非常時操作手順書（徴候ベース） 「減圧冷却等」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(3/4)

(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 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 ※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	自主対策設備	
		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 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	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」

※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(4/4)

(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	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) ※3 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 (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」
			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 (b) 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)			
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	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 必要となる監視項目	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 (b) 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)			
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)
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)
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 (a) 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 (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)			
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	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	耐圧強化ベント系放射線モニタ

監視計器一覧 (4/5)

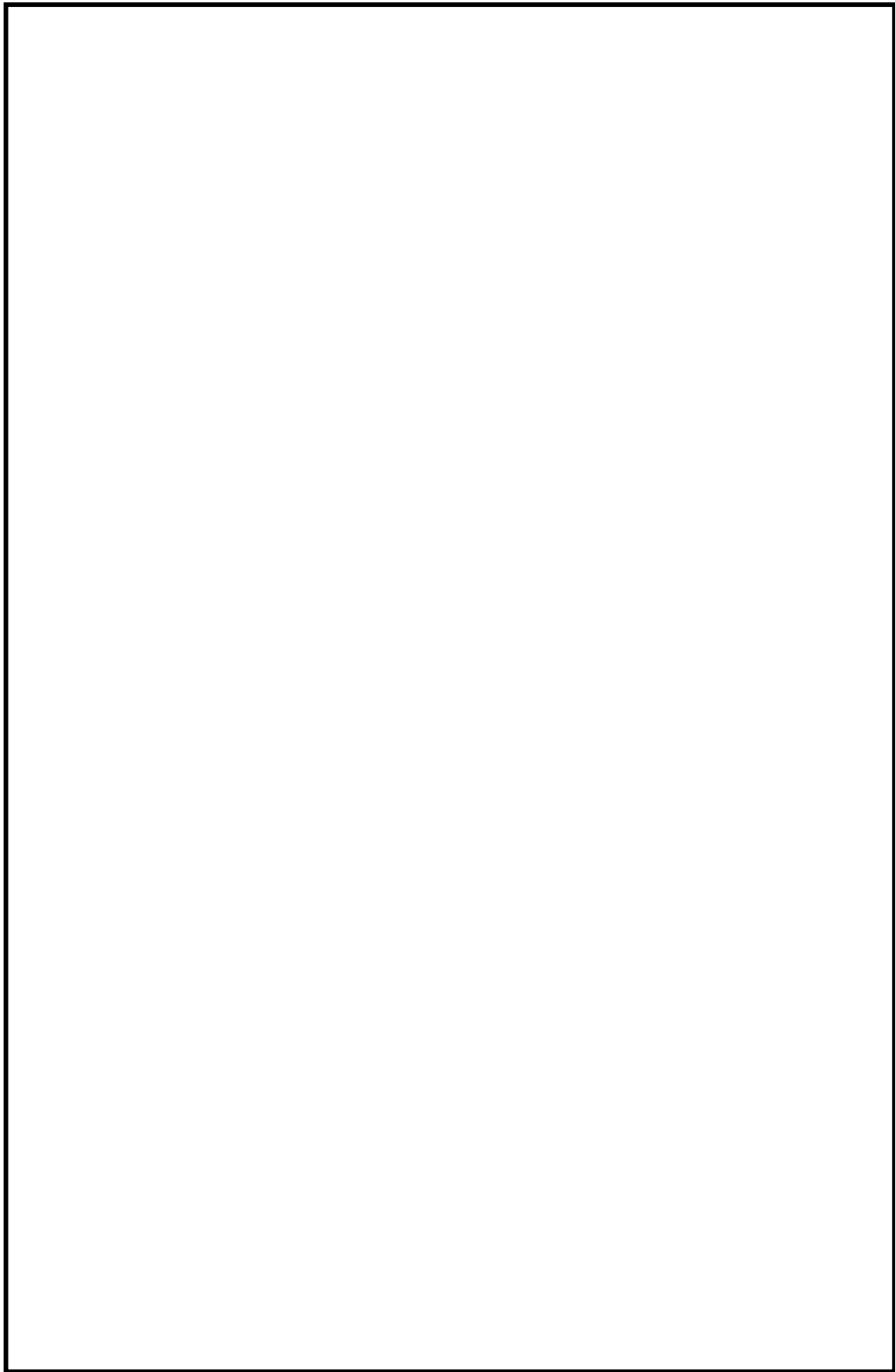
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 a. 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」	判断基準	補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 (B) 冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (A) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 (B) 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	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 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」等	判断基準	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温度	ドライウェル温度 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	サプレッションプール水温度
		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

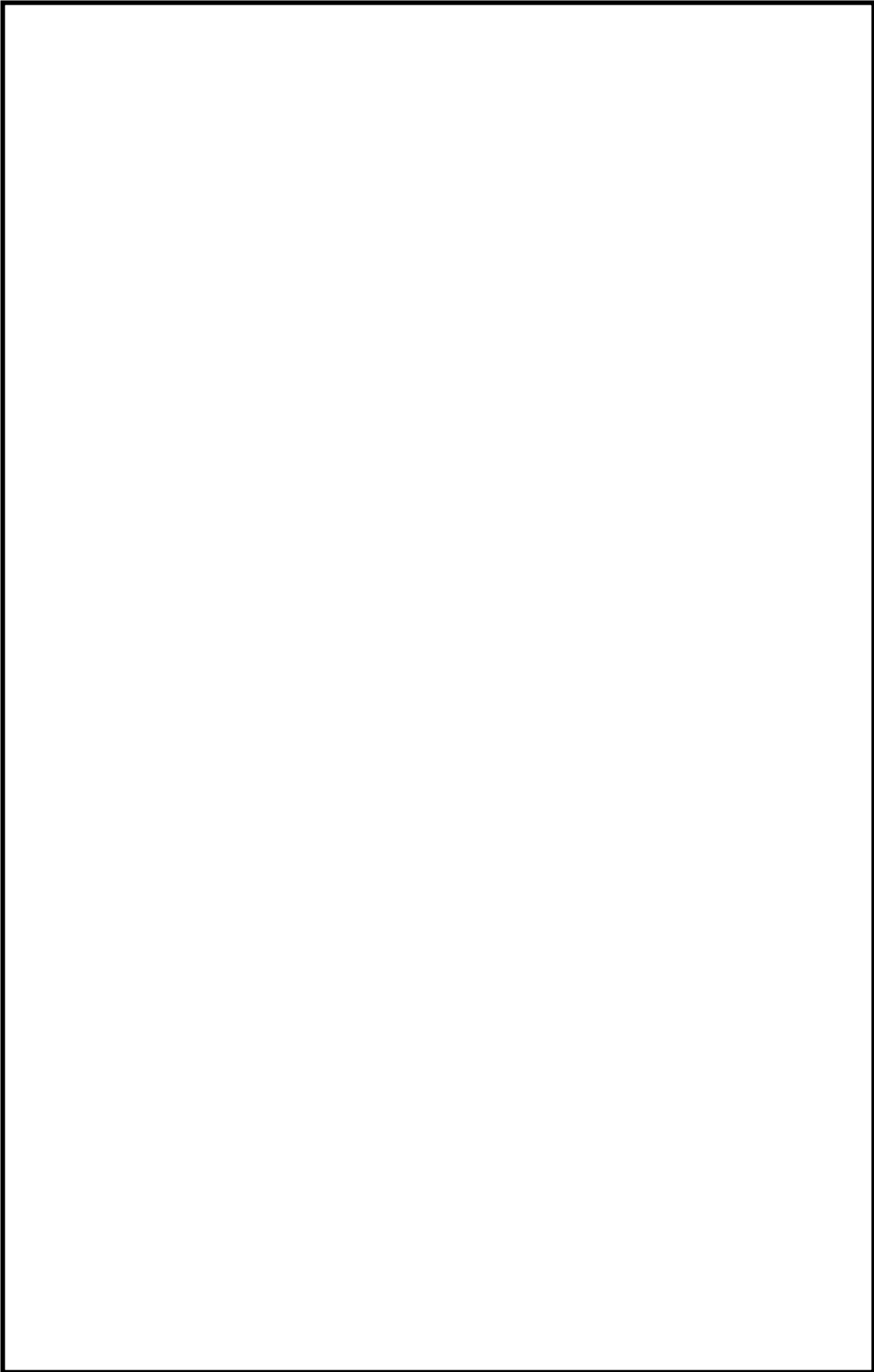
第 1.5.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

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
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備	計測用 A 系電源
			計測用 B 系電源
		可搬型代替交流電源設備	計測用 A 系電源
			計測用 B 系電源



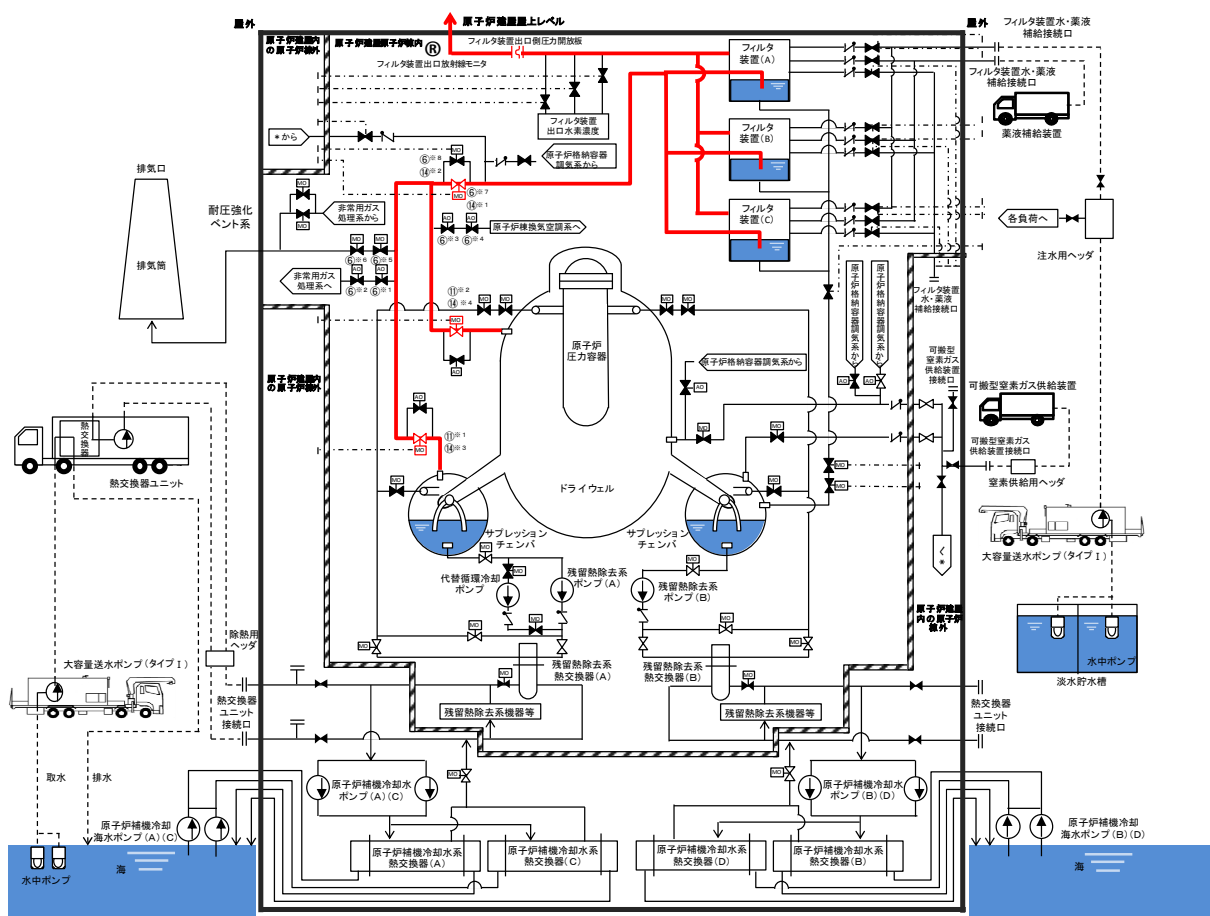
第 1.5.2 図 EOP「PCV 圧力制御」における対応フロー

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 EOP 「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。



操作手順	弁名称
⑥※1	ベント用 SGTS 側隔離弁
⑥※2	格納容器排気 SGTS 側止め弁
⑥※3	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑥※4	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑥※5	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑥※6	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑥※7 ⑭※1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)
⑥※8 ⑭※2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)
⑪※1 ⑭※3	S/C ベント用出口隔離弁
⑪※2 ⑭※4	D/W ベント用出口隔離弁

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 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		
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(S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A 1	20分 減圧及び除熱開始							操作手順	
		電源確認※1								③
		系統構成※2								④～⑥
		ベント開始※2								⑪

※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

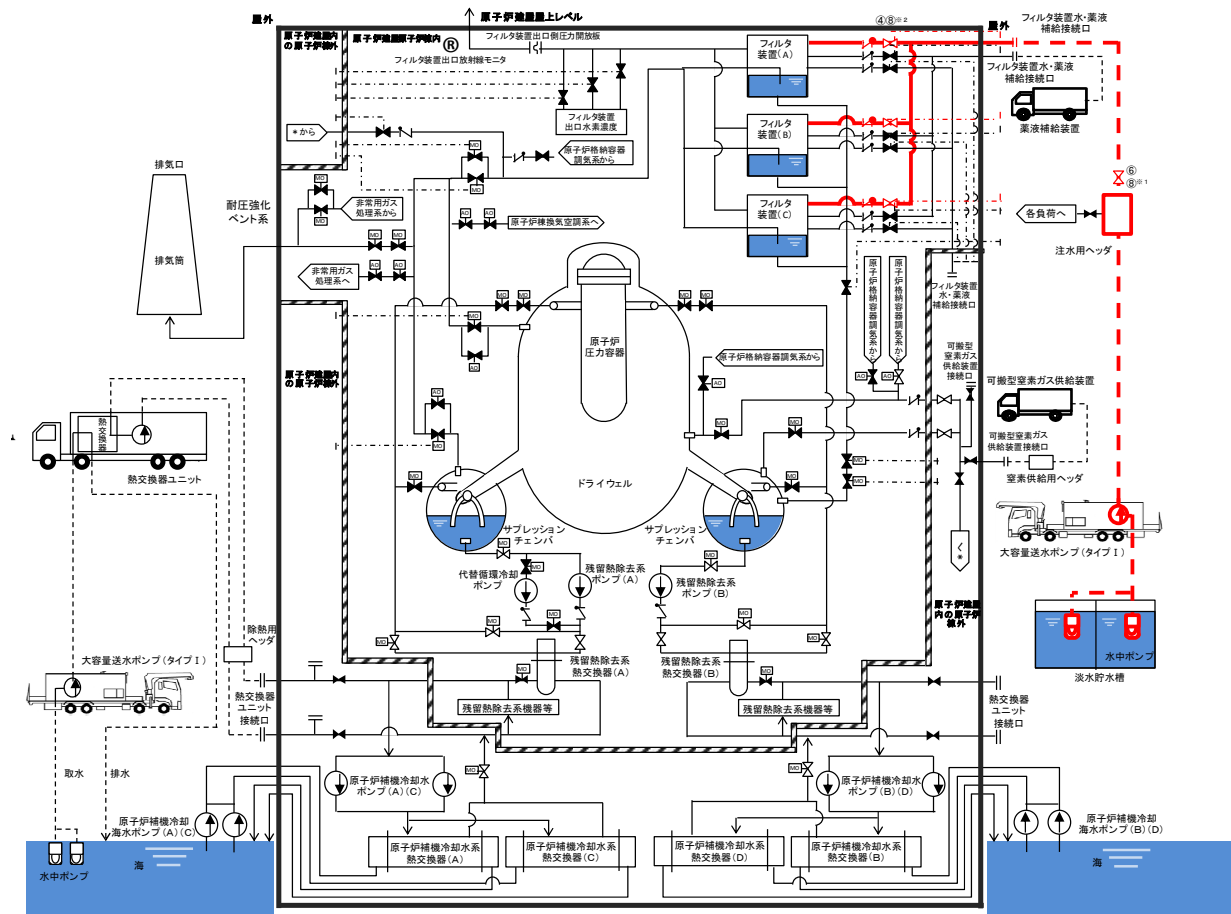
第 1.5.5 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (S/C ベントの場合)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考	
		10	20	30	40	50	60	70		
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(D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A 1	20分 減圧及び除熱開始							操作手順	
		電源確認※1								③
		系統構成※2								④～⑥
		ベント開始※2								⑪

※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 1.5.6 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 タイムチャート (D/W ベントの場合)



操作手順	弁名称
④⑧※2	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁
⑥⑧※1	フィルタ装置水補給弁

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	6時間25分 水補給開始										操作手順	
		1	電源確認 ^{※1}										
	重大事故等対応要員A～C	3	保管場所への移動 ^{※2※3}										
			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	3	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※5}										
			保管場所への移動 ^{※2※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}										
			保管場所への移動 ^{※2※3}										
			注水用ヘッド搭載, 設置 ^{※7}										
			ホースの敷設, 接続 ^{※8}										

※1: 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

※2: 大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所は第1～4保管エリア, 注水用ヘッドの保管場所は第2～4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

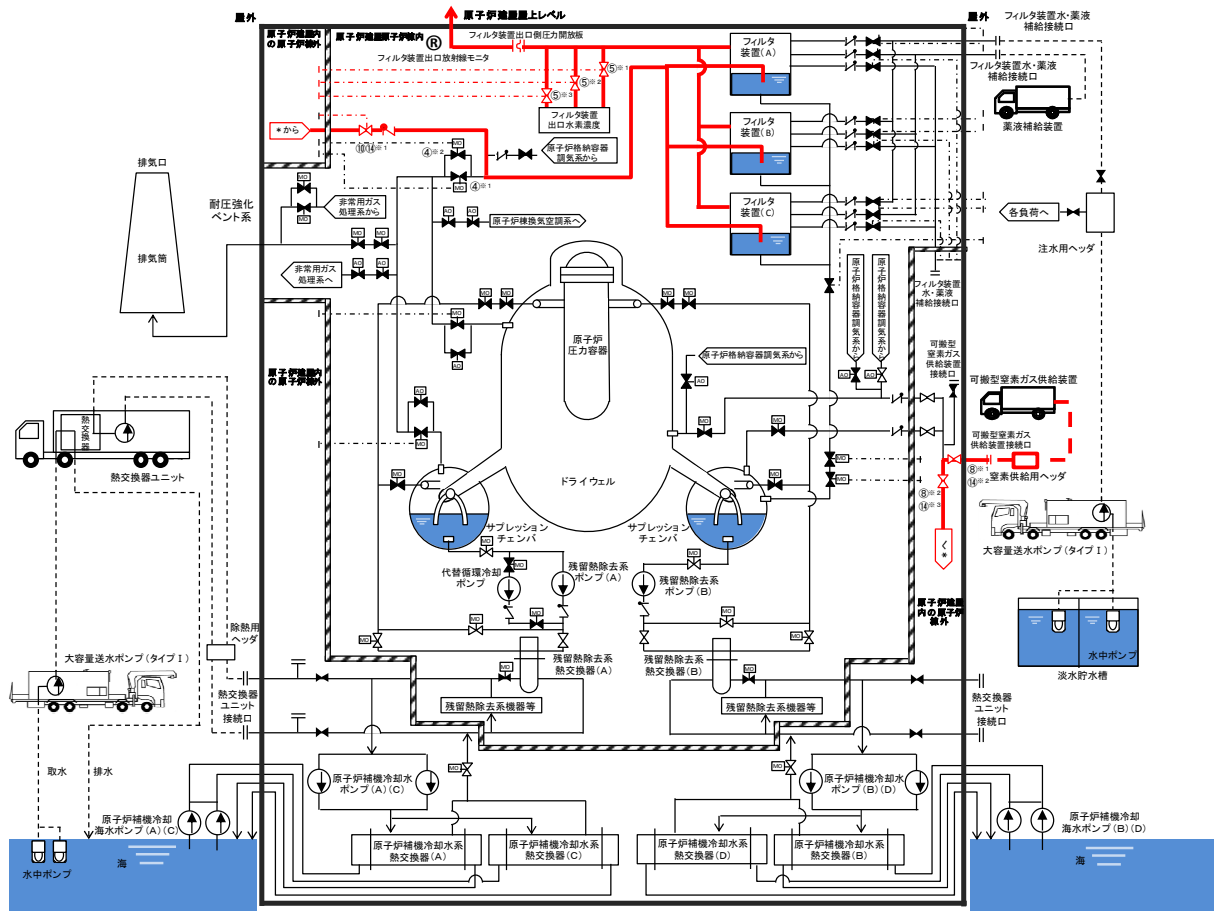
※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※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と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: 注水用ヘッドの運搬距離として, 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ド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1.5.8 図 フィルタ装置への水補給 タイムチャート



操作手順	弁名称
④※ ¹	FCVS ベントライン隔離弁 (A)
④※ ²	FCVS ベントライン隔離弁 (B)
⑤※ ¹	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁
⑤※ ²	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁
⑤※ ³	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁
⑧※ ¹ ⑭※ ²	PSA 窒素供給ライン元弁
⑧※ ² ⑭※ ³	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁
⑩⑭※ ¹	FCVS 窒素供給ライン止め弁

第 1.5.9 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ジ 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				
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}													
	現場運転員B, C	窒素ガスバージ開始, 状況確認													
		移動・系統構成 ^{※3}													
		移動・系統構成, 窒素ガスバージ開始 ^{※3}													
	重大事故対応要員A~B	保管場所への移動 ^{※4, ※5}													
		可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※6}													
		可搬型窒素ガス供給装置の起動準備・起動 ^{※7}													
	重大事故対応要員C~E	保管場所への移動 ^{※2}													
		ホースの敷設, 接続 ^{※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

※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：可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は、第1,4保管エリア

※5：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

※6：可搬型窒素ガス供給装置の移動距離として第1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に見込んだ時間

※7：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

※8：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

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	3時間30分 薬液補給開始										操作手順		
		1												
	重大事故等対応要員A~C													
		2												

※1：薬液補給装置の保管場所は、第1.4保管エリア

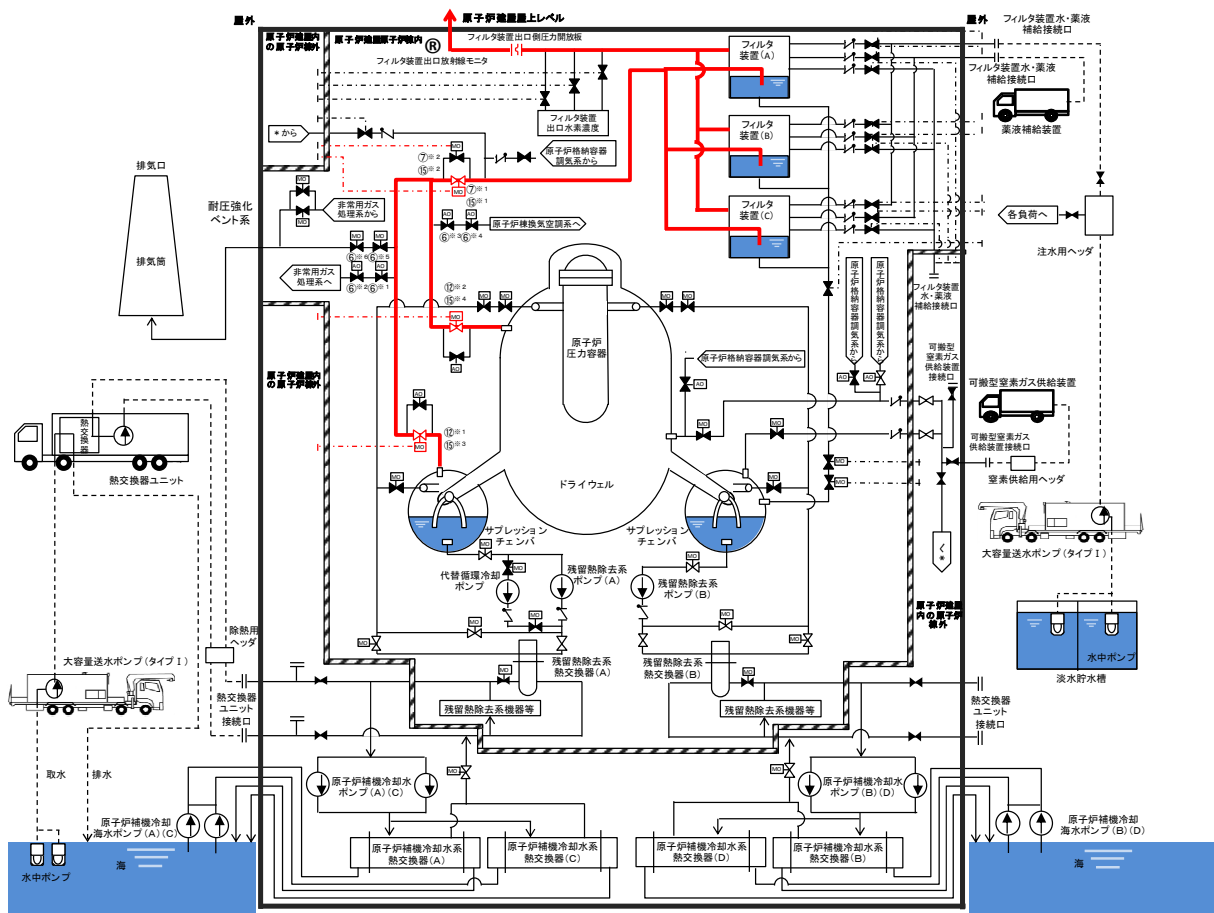
※2：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

※3：薬液補給装置の移動距離として第1保管エリアから原子炉建屋付近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

※4：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

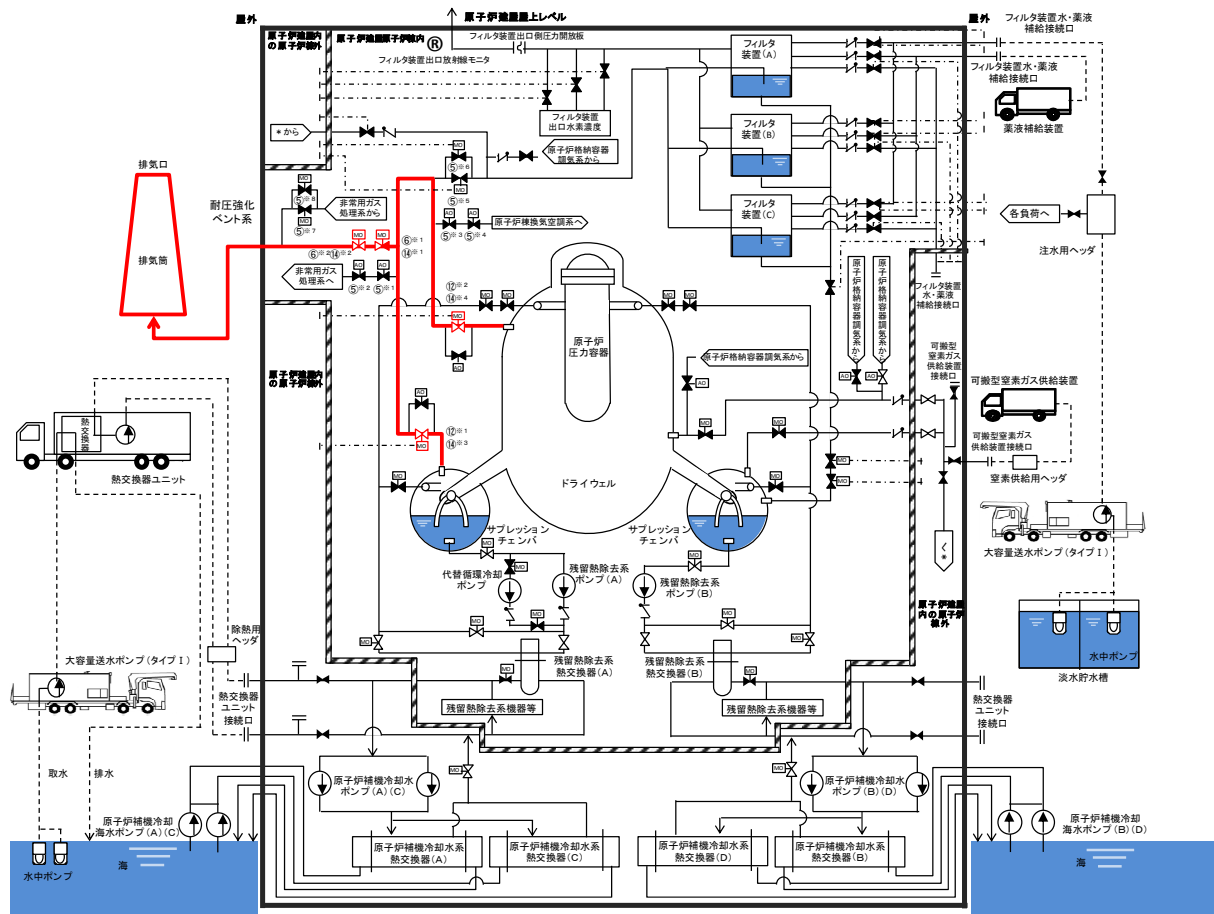
※5：薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5.12 図 フィルタ装置への薬液補給 タイムチャート



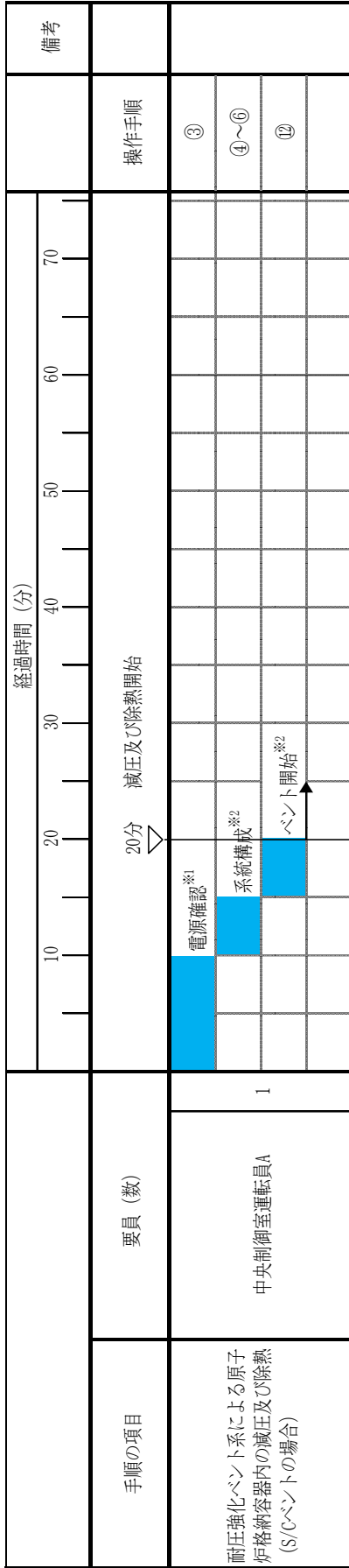
操作手順	弁名称
⑥※ ¹	ベント用 SGTS 側隔離弁
⑥※ ²	格納容器排気 SGTS 側止め弁
⑥※ ³	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑥※ ⁴	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑥※ ⁵	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑥※ ⁶	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑦※ ¹ ⑮※ ¹	FCVS ベントライン隔離弁 (A)
⑦※ ² ⑮※ ²	FCVS ベントライン隔離弁 (B)
⑫※ ¹ ⑮※ ³	S/C ベント用出口隔離弁
⑫※ ² ⑮※ ⁴	D/W ベント用出口隔離弁

第 1.5.13 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） 概要図



操作手順	弁名称
⑤※1	ベント用 SGTS 側隔離弁
⑤※2	格納容器排気 SGTS 側止め弁
⑤※3	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑤※4	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑤※5	FCVS ベントライン隔離弁 (A)
⑤※6	FCVS ベントライン隔離弁 (B)
⑤※7	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)
⑤※8	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)
⑥※1⑭※1	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑥※2⑭※2	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑫※1⑭※3	S/C ベント用出口隔離弁
⑫※2⑭※4	D/W ベント用出口隔離弁

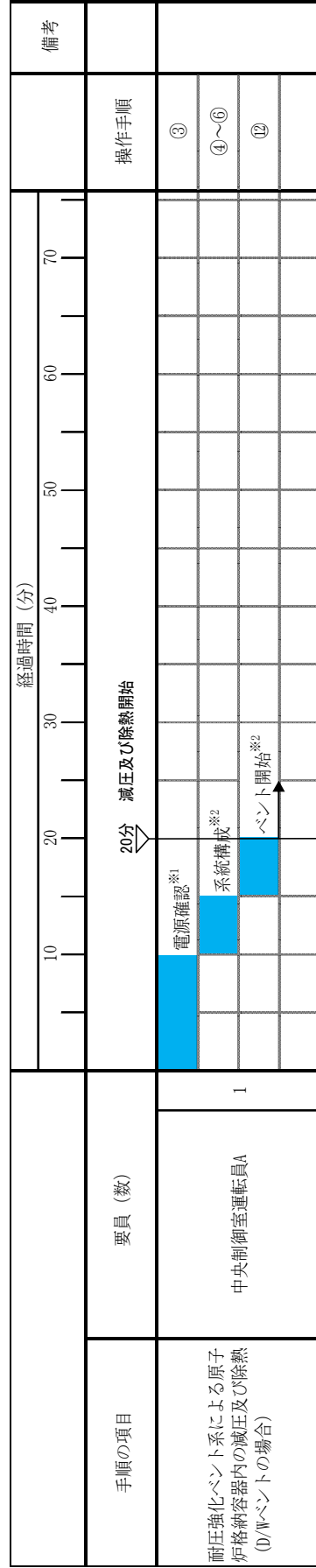
第 1.5.16 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図



※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

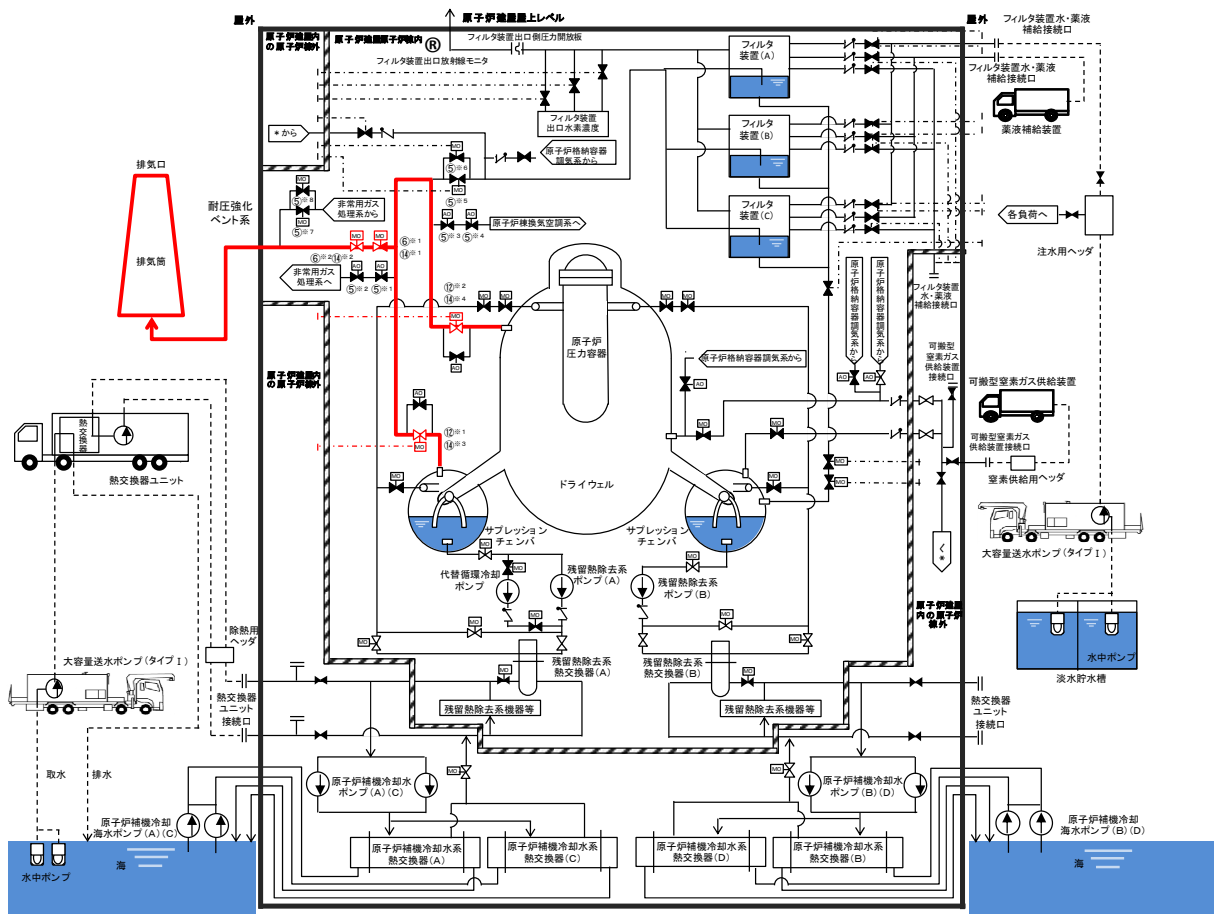
第 1.5.17 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (S/C ベントの場合)



※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余裕を見込んだ時間

第 1.5.18 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 タイムチャート (D/W ベントの場合)



操作手順	弁名称
⑤※1	ベント用 SGTS 側隔離弁
⑤※2	格納容器排気 SGTS 側止め弁
⑤※3	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑤※4	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑤※5	FCVS ベントライン隔離弁 (A)
⑤※6	FCVS ベントライン隔離弁 (B)
⑤※7	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)
⑤※8	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)
⑥※1⑭※1	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑥※2⑭※2	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑫※1⑭※3	S/C ベント用出口隔離弁
⑫※2⑭※4	D/W ベント用出口隔離弁

第 1.5.19 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)							備考	
		1	2	3	4	5	6	7		
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認※1 系統構成※2							操作手順 ③ ④, ⑤
	現場運転員B, C	2	移動, 系統構成※3	移動, ベント開始※3						
2時間10分 減圧及び除熱開始										

※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 1.5.20 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) タイムチャート (S/C ベントの場合)

1.5-59

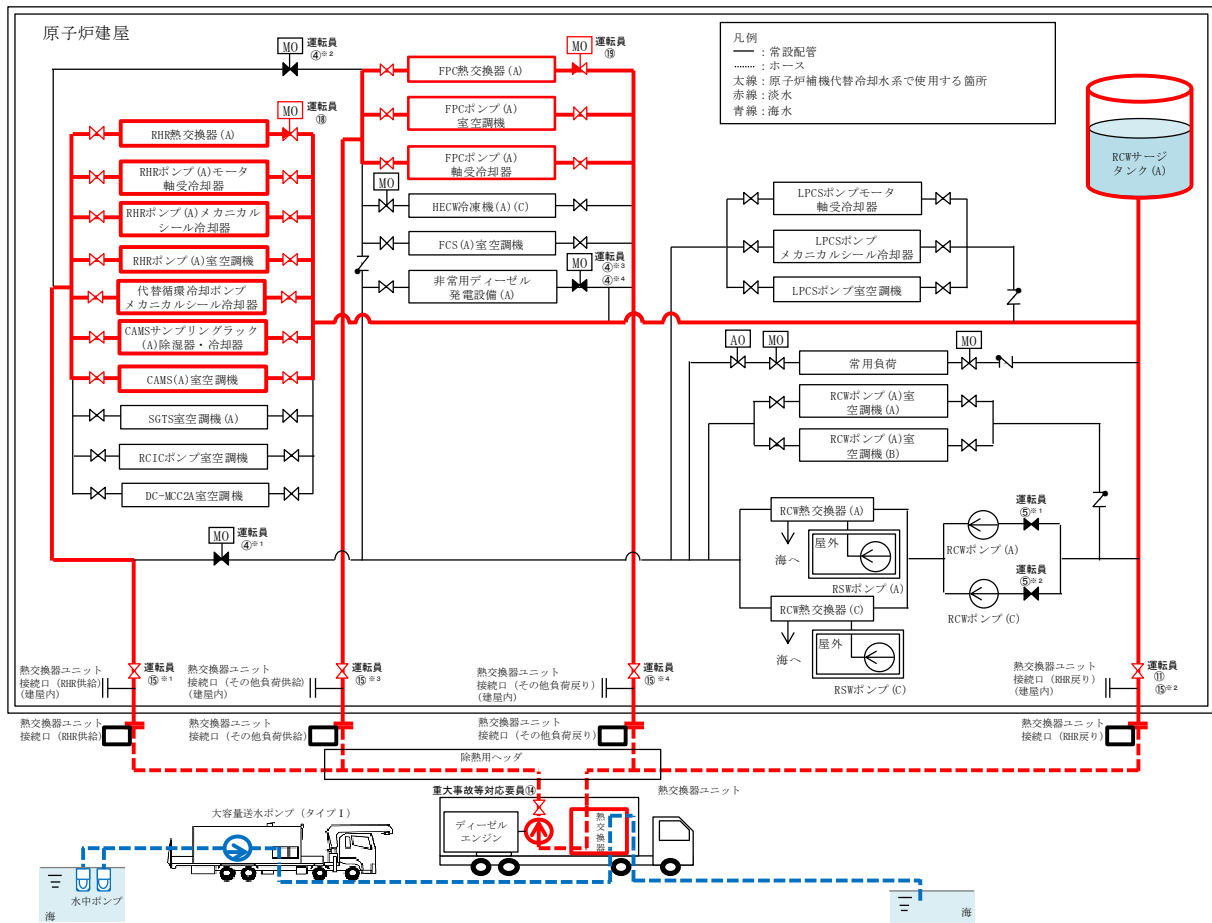
手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)							備考	
		1	2	3	4	5	6	7		
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認※1 系統構成※2							操作手順 ③ ④, ⑤
	現場運転員B, C	2	移動, 系統構成※3	移動, ベント開始※3						
2時間10分 減圧及び除熱開始										

※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 1.5.21 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) タイムチャート (D/W ベントの場合)



操作手順	弁名称
運転員④* ¹	RCW 代替冷却水 不要負荷分離弁 (A)
運転員④* ²	RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)
運転員④* ³	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (A)
運転員④* ⁴	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (C)
運転員⑤* ¹	RCW ポンプ (A) 吸込弁
運転員⑤* ²	RCW ポンプ (C) 吸込弁
運転員⑪⑮* ²	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)
運転員⑮* ¹	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)
運転員⑮* ³	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)
運転員⑮* ⁴	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)
運転員⑱	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁
運転員⑲	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁
重大事故等対応要員⑭	淡水ポンプ出口弁

第 1.5.22 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

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 (海側))	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
		熱交換器ユニット (淡水側) 水張り, 原子炉補機代替冷却水系空気抜き																	i. ⑥
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※5, ※6}																	i. ⑪~⑮
		大容量送水ポンプ (タイプI) の移動・設置 ^{※7}																	ii. ①
		ホースの敷設 接続 ^{※8}																	ii. ④
	重大事故等対応要員D~F	大容量送水ポンプ (タイプI) の起動 ^{※9}																	ii. ④, 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) ^{※10}																	ii. ⑨
		保管場所への移動 ^{※5, ※6}																	ii. ⑩, ⑫
	重大事故等対応要員D~F	熱交換器ユニットの移動 ^{※10}																	ii. ①
		ホースの敷設, 接続 ^{※8}																	ii. ④
		送水準備 (水張り) ^{※11}																	ii. ④
																	ii. ⑦, ⑧, ⑩, ⑫		
																	ii. ⑬, ⑭		

※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) の保管場所は第1~4保管エリア、熱交換器ユニットの保管場所は第1, 3及び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

※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) 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付近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 1.5.23 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(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}														
		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}														
		熱交換器ユニット(淡水側)水張り, 原子炉補機代替冷却水系空気抜き														
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※5※6}														
		防潮壁扉の開放 ^{※7}														
		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	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}														
		保管場所への移動 ^{※5※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(水張り) ^{※12}														
		熱交換器ユニットの起動 ^{※12}														

※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見込んだ時間

※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所は第1~4保管エリア, 熱交換器ユニットの保管場所は第1, 3及び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保管エリアから原子炉建屋までを想定した移動時間に見込んだ時間

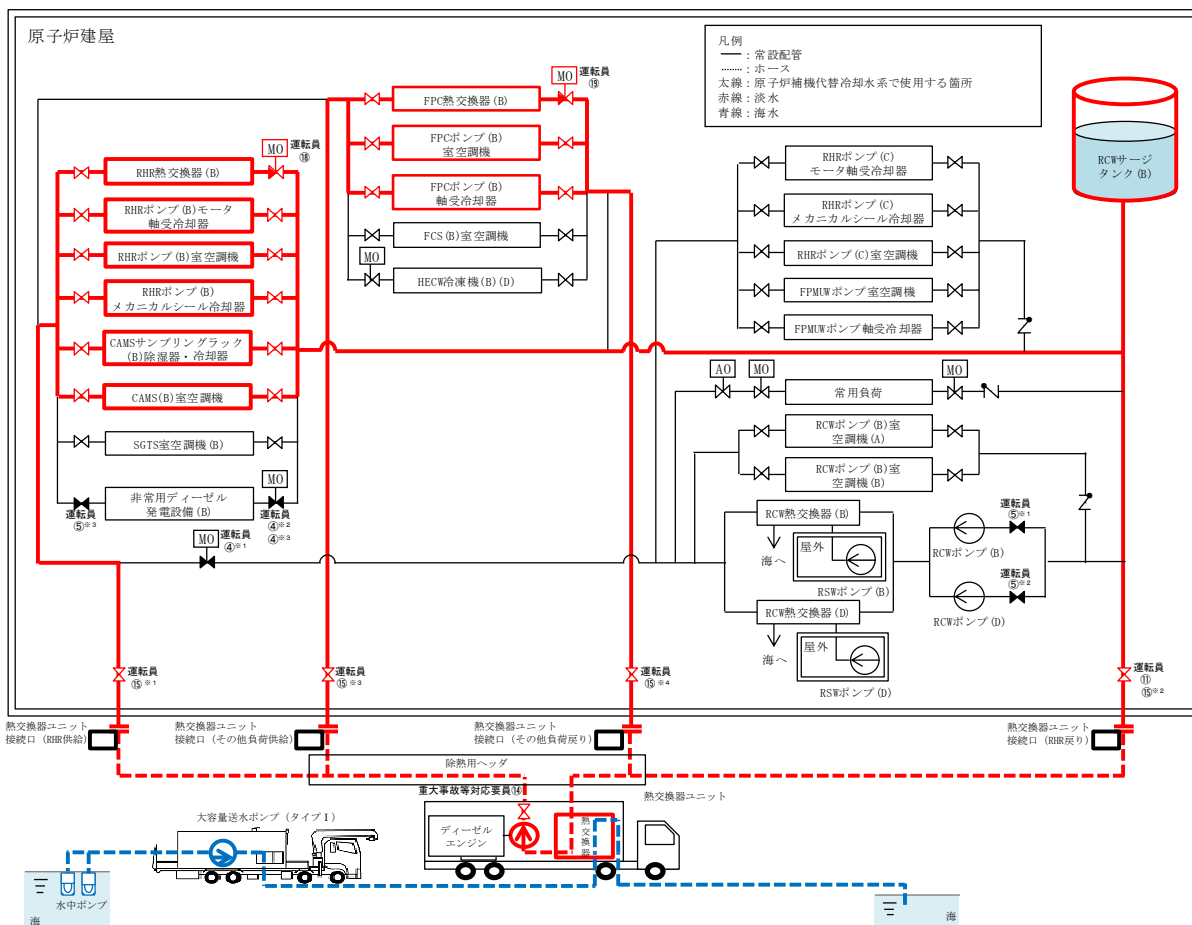
※9: 熱交換器ユニットの移動距離として, 第1保管エリアから原子炉建屋までを想定した移動時間に見込んだ時間

※10: ホース敷設訓練の実績を考慮して想定した作業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

※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 1.5.25 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
運転員④※ ¹	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)
運転員④※ ²	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (B)
運転員④※ ³	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (D)
運転員⑤※ ¹	RCW ポンプ (B) 吸込弁
運転員⑤※ ²	RCW ポンプ (D) 吸込弁
運転員⑤※ ³	非常用 D/G (B) 冷却水入口弁
運転員⑪⑮※ ²	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)
運転員⑮※ ¹	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)
運転員⑮※ ³	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)
運転員⑮※ ⁴	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)
運転員⑱	RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁
運転員⑲	FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁
重大事故等対応要員⑭	淡水ポンプ出口弁

第 1.5.26 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

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}															操作手順
		系統構成 ^{※2}															
	現場運転員B, C	系統構成 ^{※3}															
		熱交換器ユニット(淡水側)水張り, 原子炉補機代替冷却水系空気抜き															
		水張り ^{※3}															
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※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}															
	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(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 ^{※8}															
		送水準備(水張り) ^{※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)の保管場所は第1~4保管エリア, 熱交換器ユニットの保管場所は第1, 3及び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: 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

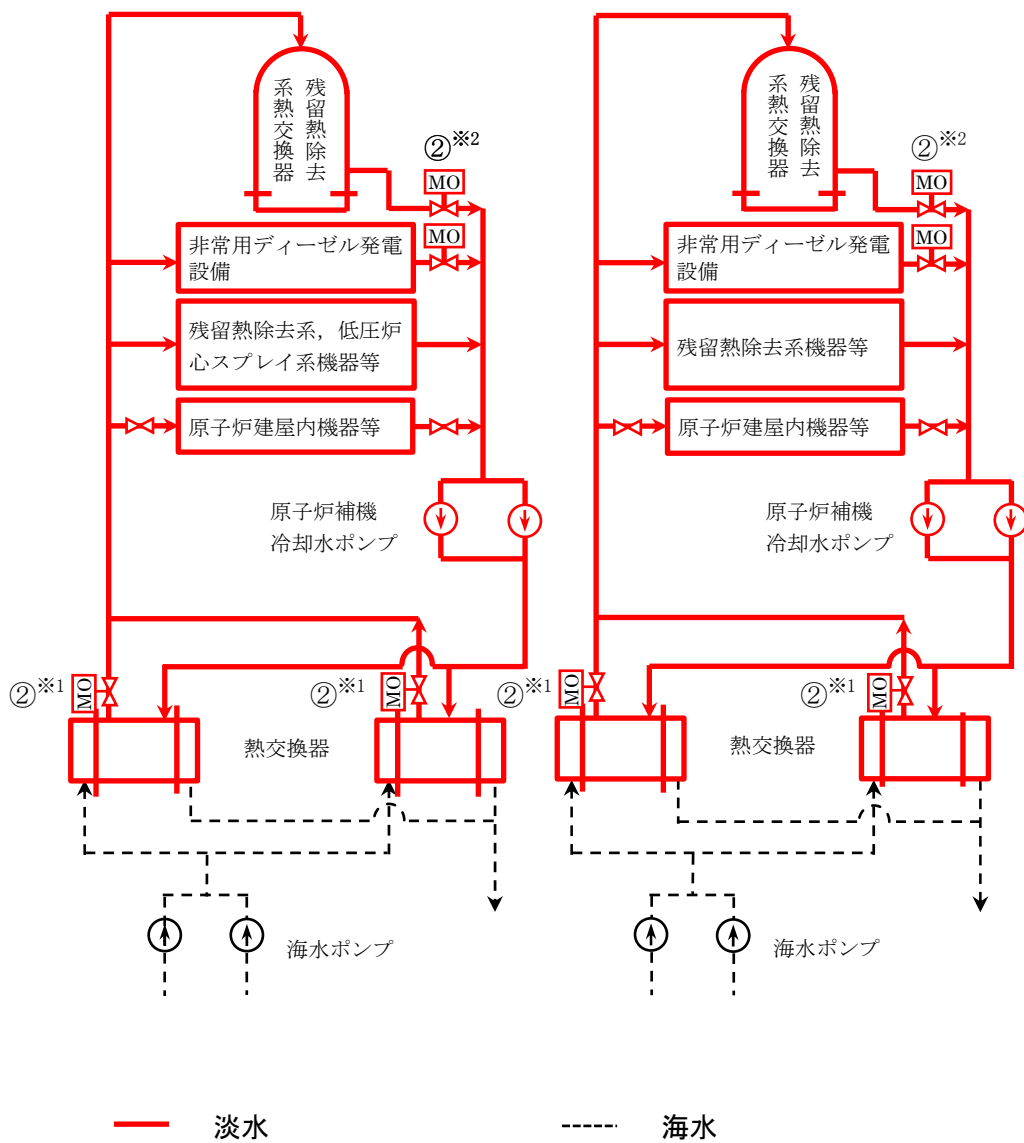
※7: ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※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付近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

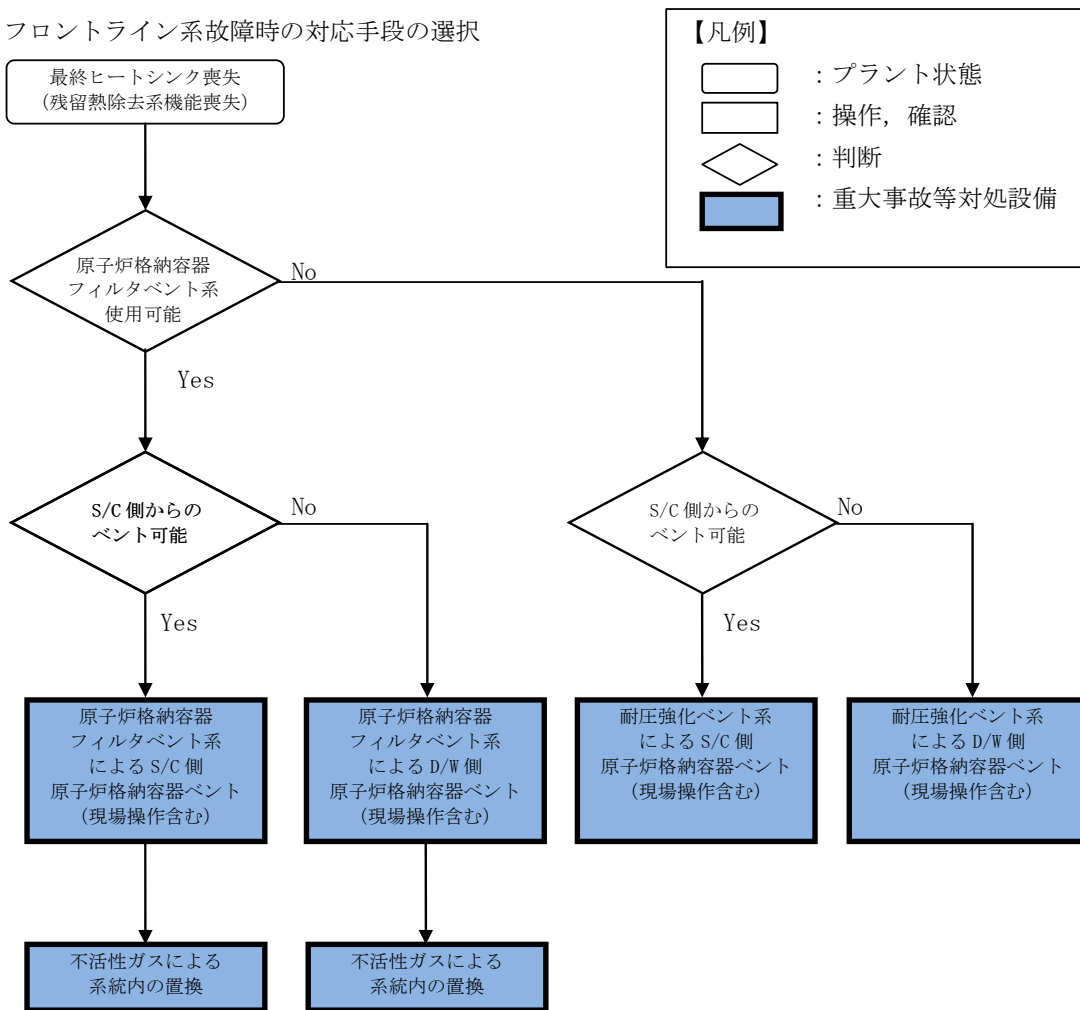
第 1.5.27 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 (取水口から海水取水 (海側)) タイムチャート



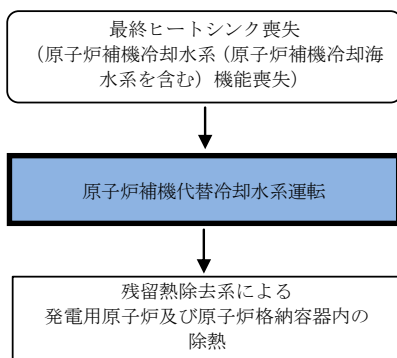
操作手順	弁名称
②*1	RCW 熱交換器冷却水出口弁
②*2	RHR 熱交換器冷却水出口弁

第 1.5.30 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 1.5.31 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>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>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	④ ⑤
		—	—	—

※：「1.13 重大事故等の取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（2/5）

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3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第65条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	⑦

※：「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 (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)	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)	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							

※ : 「1.13 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（4/5）

■：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	-	-	-	-	-	-
	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							
	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1）	新設							
	薬液補給装置	新設							
	淡水貯水槽（No.1）※	新設							
淡水貯水槽（No.2）※	新設								
原子炉格納容器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	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							

※：「1.13 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）

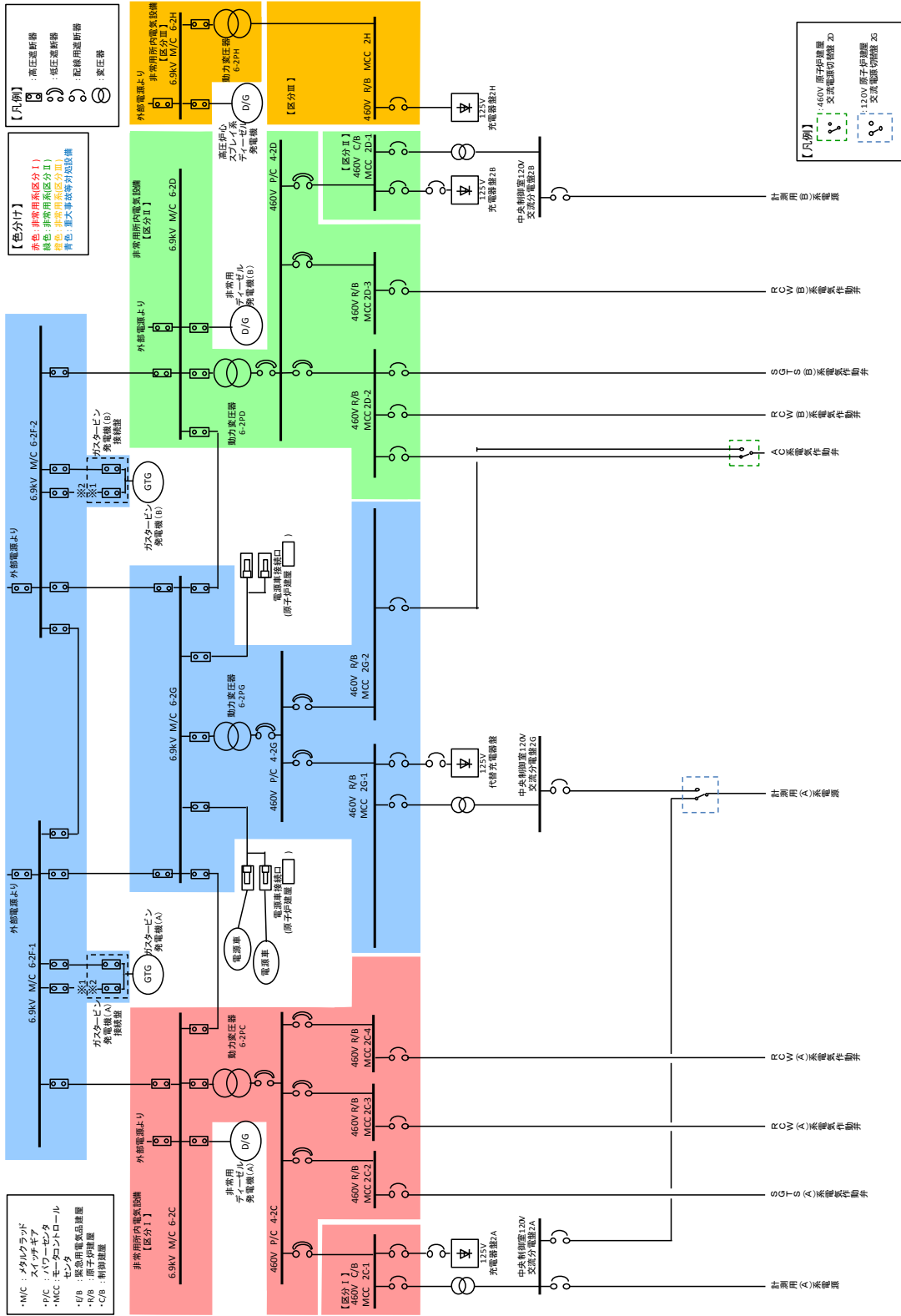
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/5）

■：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							
	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							

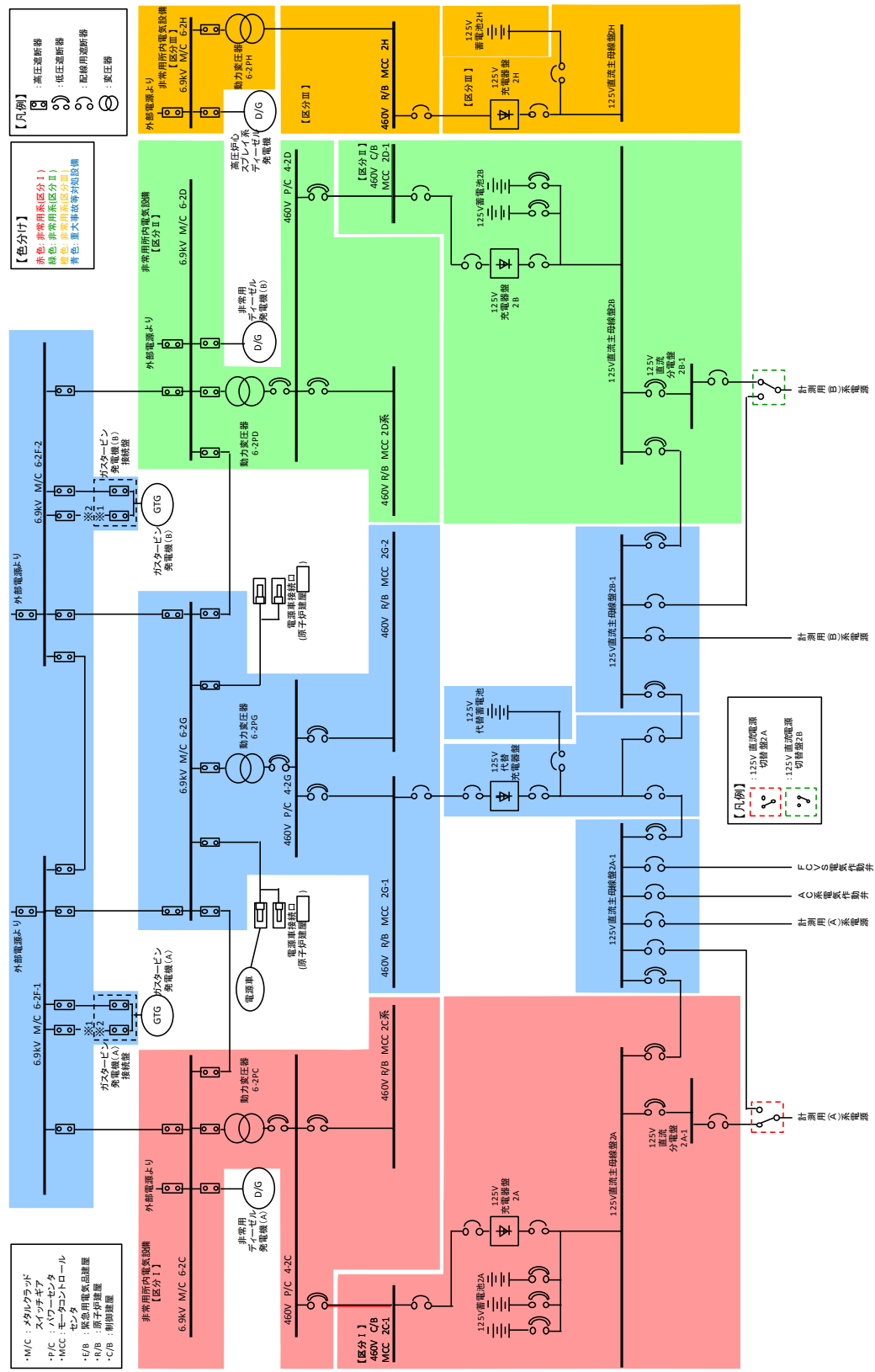
※：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

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)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第2図 電源構成図 (直流電源)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

a. 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。

b. 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

c. 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、接続及び遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数、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 9名）

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、可搬型照明（ヘッドライト、懐中電灯等）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、懐中電灯等）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）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。

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

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。



大容量送水ポンプ (タイプ I) の設置



ホースの敷設, 接続



注水用ヘッドへのホース接続



大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動

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ズ

(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にて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ズを実施する。

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ズのうち，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，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，懐中電灯等）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，懐中電灯等）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へ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、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、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、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、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へ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

a. 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。

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

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置及びホースの敷設、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、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 : 3時間30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、可搬型照明（ヘッドライト、懐中電灯等）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、懐中電灯等）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へ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）

a. 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。

b. 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）

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、時間は以下のとおり。

なお、S/Cベントに必要な時間、D/Wベントに必要な時間は同一時間とする。

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）

d. 操作の成立性について

作業環境 : ヘッドライト、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、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へ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）

a. 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。

b. 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)
	原子炉建屋		(原子炉建屋原子炉棟内)
D/W ベント	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

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、時間は以下のとおり。

なお、S/C ベントに必要な時間、D/W ベントに必要な時間は同一時間とする。

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）

d. 操作の成立性について

作業環境 : ヘッドライト、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、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。

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、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、可搬型照明（ヘッドライト、懐中電灯等）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、懐中電灯等）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。

(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、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、可搬型照明（ヘッドライト、懐中電灯等）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、懐中電灯等）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へ連絡することが可能である。

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、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、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、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へ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、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、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、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へ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、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, 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, 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へ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

屋外（排気ダクトトレンチ）

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、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、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、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、トランシーバ（携帯）により中央制御室へ連絡することが可能である。

弁番号及び弁名称一覧(1/3)

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 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> SGTS 装置室 (管理区域)
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTS 側止め弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> SGTS 装置室 (管理区域)
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> 通路 (管理区域)
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> 通路 (管理区域)
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> SGTS 装置室 (管理区域)
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> SGTS 装置室 (管理区域)
T63-M0-F001	FCVS ベントトライン隔離弁(A)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> D/G(B)室 (非管理区域)
T63-M0-F002	FCVS ベントトライン隔離弁(B)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> D/G(B)室 (非管理区域)
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：原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> 区分Ⅱ非常用電気品室(非管理区域)
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：原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> D/G(B)室 (非管理区域)
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：フィルタ装置水・葉液補給用接続口付近 (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：フィルタ装置水・葉液補給用接続口付近 (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：フィルタ装置水・葉液補給用接続口付近 (屋外)
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：原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> D/G(A)室 (非管理区域)
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：原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> D/G(A)室 (非管理区域)
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：原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> D/G(A)室 (非管理区域)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> D/G(A)室 (非管理区域)
T48-F066	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> D/G(A)室 (非管理区域)
T63-F035	FCVS 窒素供給ライン止め弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> D/G(A)室 (非管理区域)
T63-F049A	フィルタ装置(A)葉液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：フィルタ装置水・葉液補給用接続口付近 (屋外)
T63-F049B	フィルタ装置(B)葉液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：フィルタ装置水・葉液補給用接続口付近 (屋外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

弁番号及び弁名称一覧(2/3)

弁番号	弁名称	操作場所
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：フィルタ装置水・薬液補給用接続口付近（屋外）
T146-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 原子炉建屋原子炉棟 [] SGT5 装置室（管理区域）
T146-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 原子炉建屋原子炉棟 [] SGT5 装置室（管理区域）
P42-M0-F251	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	[] CRD 補修設備ポンプ室（管理区域）
P42-M0-F253	RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)	[] A 系ペネラルプ室（管理区域）
P42-M0-F031A	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (A)	中央制御室 原子炉建屋付属棟 [] D/G 補機 (A) 室（非管理区域）
P42-M0-F031C	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (C)	中央制御室 原子炉建屋付属棟 [] D/G 補機 (A) 室（非管理区域）
P42-F002A	RCW ポンプ (A) 吸込弁	[] RCW 熱交換器 (A) (C) 室（非管理区域）
P42-F002C	RCW ポンプ (C) 吸込弁	[] RCW 熱交換器 (A) (C) 室（非管理区域）
P42-F254	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	[] D/G (A) 室（非管理区域）
P42-F255	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	[] D/G (A) 室（非管理区域）
P42-F259	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	[] D/G (A) 室（非管理区域）
P42-F260	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	[] D/G (A) 室（非管理区域）
P42-M0-F013A	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 [] RHR 熱交換器 (A) 室（管理区域）
P42-M0-F034A	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 [] FPC 熱交換器 (A) (B) 室（管理区域）
P42-M0-F261	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 上部トラス室 []（管理区域）
P42-M0-F031B	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (B)	中央制御室 原子炉建屋付属棟 [] D/G 補機 (B) 室（非管理区域）
P42-M0-F031D	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (D)	中央制御室 原子炉建屋付属棟 [] D/G 補機 (B) 室（非管理区域）
P42-F002B	RCW ポンプ (B) 吸込弁	[] RCW 熱交換器 (B) (D) 室（非管理区域）
P42-F002D	RCW ポンプ (D) 吸込弁	[] RCW 熱交換器 (B) (D) 室（非管理区域）
P42-F030B	非常用 D/G (B) 冷却水入口弁	[] D/G 補機 (B) 室（非管理区域）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

弁番号及び弁名称一覧(3/3)

弁番号	弁名称	操作場所
P42-F264	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	トレンチ 2T-5 (屋外)
P42-F265	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	トレンチ 2T-5 (屋外)
P42-F266	RCW 代替冷却水 PPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	トレンチ 2T-5 (屋外)
P42-F267	RCW 代替冷却水 PPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	トレンチ 2T-5 (屋外)
P42-M0-F013B	RHR 熱交換器(B) 冷却水出口弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> RHR 熱交換器(B)室 (管理区域)
P42-M0-F034B	FPC 熱交換器(B) 冷却水出口弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> FPC 熱交換器(A) (B)室 (管理区域)
P42-M0-F004A	RCW 熱交換器(A) 冷却水出口弁	中央制御室 原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> RCW 熱交換器(A) (C)室 (非管理区域)
P42-M0-F004B	RCW 熱交換器(B) 冷却水出口弁	中央制御室 原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> RCW 熱交換器(B) (D)室 (非管理区域)
P42-M0-F004C	RCW 熱交換器(C) 冷却水出口弁	中央制御室 原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> RCW 熱交換器(A) (C)室 (非管理区域)
P42-M0-F004D	RCW 熱交換器(D) 冷却水出口弁	中央制御室 原子炉建屋付属棟 <input type="checkbox"/> RCW 熱交換器(B) (D)室 (非管理区域)
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。

1.11 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又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. 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
 - (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又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（常設配管）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. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動
 - b. 代替電源による給電
- 1. 11. 2. 4 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

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、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。

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。

これらの冷却機能又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、若しく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又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい又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又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又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、若しく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・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）
- ・ 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（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・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）
- ・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。

- 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オ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オ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・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。

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、若しく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。

- ・燃料プール代替注水系（常設配管） 配管・弁

燃料プール代替注水系（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を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

- ・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. 燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ

燃料プールの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）
- ・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、燃料プールの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. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ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）
- ・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
- ・燃料プールのスプレイ系（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
- ・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）、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. 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

(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，非常用交流電源設備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
- ・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
- ・非常用取水設備

なお、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対応手順のうち、原子炉補機代替冷却水系による最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送の手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手段等」にて整備する。

(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、非常用交流電源設備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又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) (以下「EOP」という。), 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又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（燃料ラック上端 mm 以下）又は燃料プール温度高警報（燃料プール温度 °C 以上）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中央制御室運転員 A は、「1. 11. 2. 3 (1) a. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動」の操作手順により、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）を起動し、発電課長に報告する。
- ⑤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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ⑥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。
- ⑦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（P70-D001-1）の開操作を実施し、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。
- ⑧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。
- ⑨発電課長は、使用済燃料プール水位が水位低レベル（燃料ラック上端 mm）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に、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、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）

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

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、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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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（燃料ラック上端 mm 以下）又は燃料プール温度高警報（燃料プール温度 °C以上）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中央制御室運転員 A は、「1. 11. 2. 3 (1) a. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動」の操作手順により、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）を起動し、発電課長に報告する。
- ⑤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。
- ⑥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。
- ⑦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（P70-D001-3）及び FPC 建屋北側燃料プール代替注水元弁（G41-F051）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。
- ⑧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

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。

(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。

- ⑨発電課長は、使用済燃料プール水位が水位低レベル(燃料ラック上端 mm)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、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)

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、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(燃料ラック上端 mm 以下)又は燃料プール温度高警報(燃料プール温度 °C 以上)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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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、「1. 11. 2. 3 (1) a. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動」の操作手順により、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）を起動し、発電課長に報告する。
- ④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（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）の全閉操作を実施する。
- ⑤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。
- ⑥中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプが全台停止していることを確認し、FW 系連絡第一弁（P13-M0-F190）、FW 系連絡第二弁（P13-M0-F191）の全開操作を実施する。
- ⑦現場運転員 B, C は、RHR A 系 FPC 供給連絡弁（E11-F030A）及び FPC RHR 戻り連絡弁（G41-F023）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。
- ⑧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。
- ⑨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（E11-M0-F062A）の開操作を実施する。
- ⑩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經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（燃料ラック上端 mm 以下）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（原子炉建屋扉を經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の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の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の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 中央制御室運転員 A は、「1. 11. 2. 3 (1) a. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動」の操作手順により、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）を起動し、発電課長に報告する。
- ⑤ 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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。

⑥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。

⑦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（P70-D001-1）の開操作を実施し、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。

⑧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の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、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）

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（燃料ラック上端 mm 以下）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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(b) 操作手順

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手順の概要（燃料プールスプレイ接続口 使用）は以下のとおり（燃料プールスプレイ接続口 を使用して使用済燃料プールへ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、「1. 11. 2. 3 (1) a. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動」の操作手順により、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）を起動し、発電課長に報告する。
- ⑤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。
- ⑥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。
- ⑦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（P70-D001-3）及び FPC 建屋北側燃料プールスプレイ元弁（G41-F055）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。
- ⑧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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、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）

(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（燃料ラック上端 mm 以下）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。タイムチャートを第 1. 11. 15 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、使用済燃料プール監視カメラにより、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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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又は注水機能喪失時、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（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（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. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動

(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（燃料ラック上端 mm 以下）又は燃料プール温度高警報（燃料プール温度 °C以上）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

使用済燃料プールの監視に必要な使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動手順は以下のとおり。また，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運転員に使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は，中央制御室にて使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の電源が確保されていることを状態表示（ランプ）にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は，中央制御室にて使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）を起動する。
- 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）の計測が開始されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名で実施し，作業開始を判断してから使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動まで 15 分以内で実施可能である。

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，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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1. 11. 2. 4 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、非常用交流電源設備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經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

非常用交流電源設備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、「1. 11. 2. 3 (1) a. 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の起動」の操作手順により、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）を起動し、発電課長に報告する。

- ⑤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。
- ⑥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 (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 (B) 入口弁 (G41-M0-F014B) の全閉操作並びに FPC 熱交換器 (A) 入口弁 (G41-M0-F014A) の全開操作を実施する。
- ⑦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。
- ⑧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。
- ⑨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) (G41-M0-F020A) 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

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。

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。

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。

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、燃料プールのスプレイ系（常設配管）によるスプレイを優先し、燃料プールのスプレイ系（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、燃料プールの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。

非常用交流電源設備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又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備	<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) 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 (微候ベース) 「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)」
		燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 常設配管)	大容量送水ポンプ (タイプ I) 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	自主対策設備	<ul style="list-style-type: none"> ・非常時操作手順書 (微候ベース) 「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)」
	使用済燃料プールからの漏えい抑制	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の対応手段及び設備	—	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	大容量送水ポンプ (タイプ I) 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)」
		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	大容量送水ポンプ (タイプ I) 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 (大気への放射性物質の拡散抑制) による大気への放射	大容量放水ポンプ (タイプ II) ※3 放水砲 ※3 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
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	・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」

※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 (1/5)

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)	
1.11.2 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又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 (常設配管) 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 (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
	電源	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	
		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)	
		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)	
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 (2/5)

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)	
1.11.2 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又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 (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
		電源	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		
	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)	
		使用済燃料プール監視カメラ	
	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 (3/5)

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)	
1.11.2 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 (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
		電源	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 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
	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 (4/5)

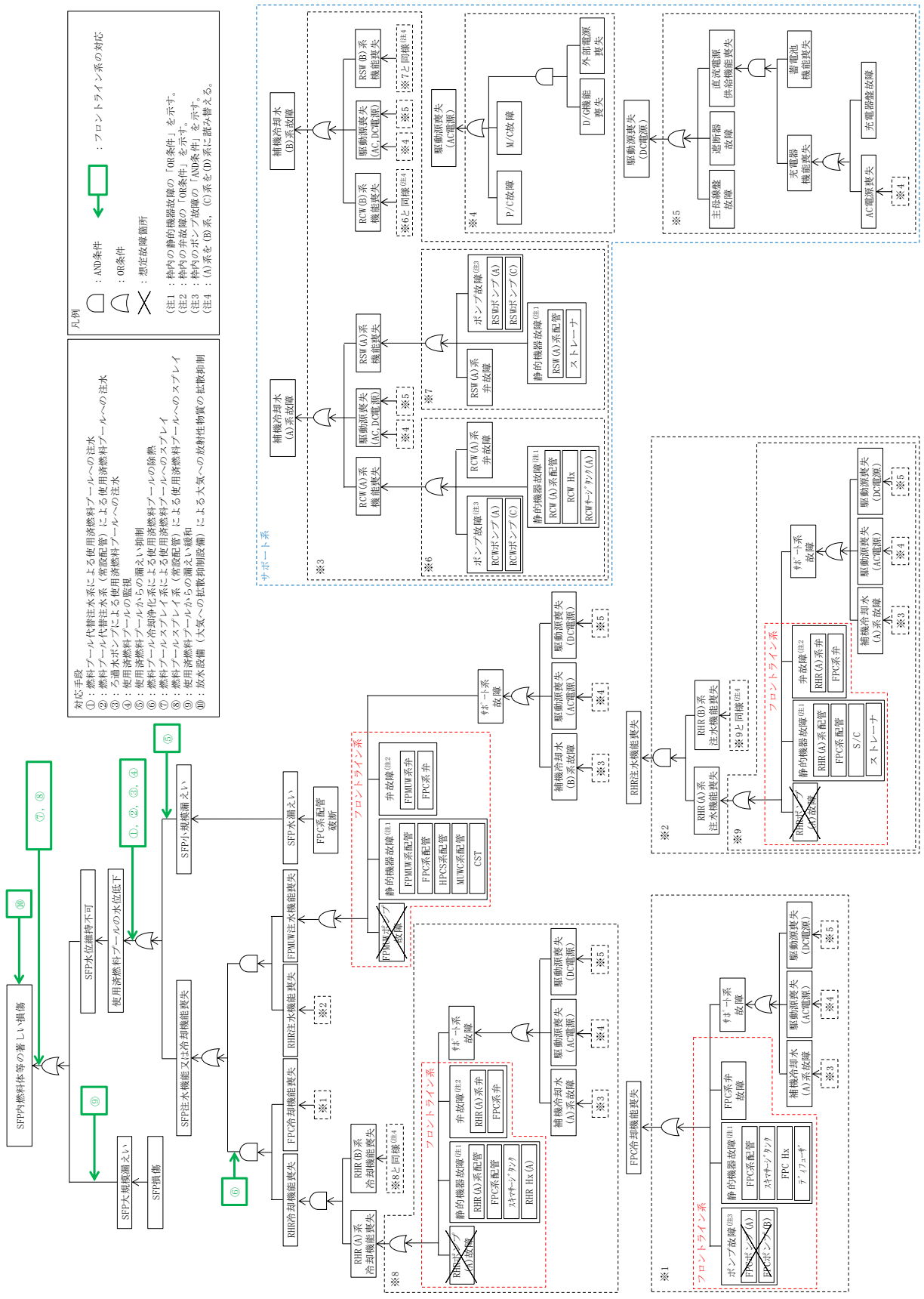
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2 重大事故等時の手順			
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順			
(1) 使用済燃料プールの監視			
a. 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の起動			
<ul style="list-style-type: none"> ・非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 「燃料プール冷却材喪失」 	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報
		使用済燃料プールの監視	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
	操作	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 2B-1 電圧	
	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)	

第 1.11.2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器 (5/5)

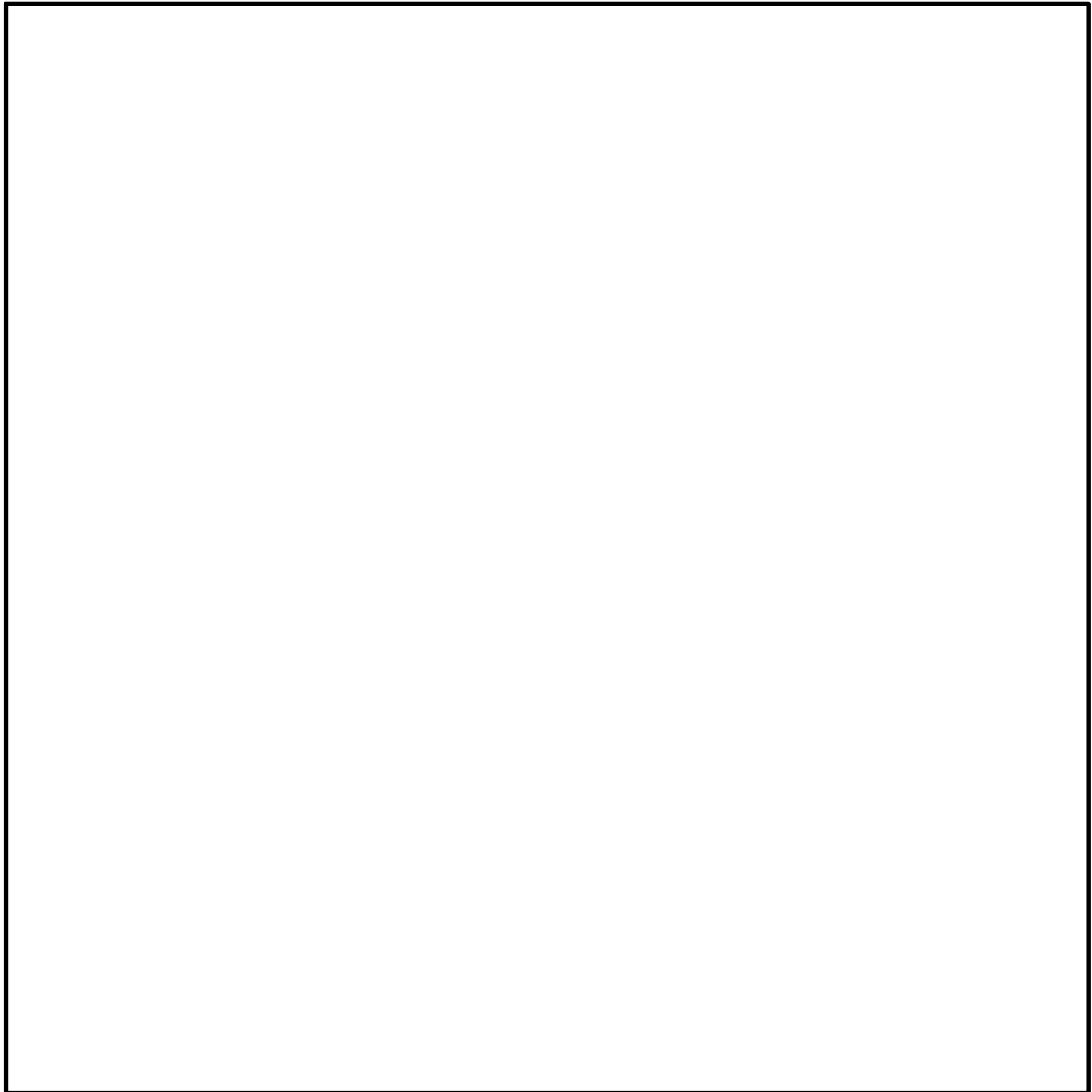
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2 重大事故等時の手順			
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順			
(1) 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱			
<ul style="list-style-type: none"> ・非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 ・非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却機能喪失」 ・重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」 	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール温度高 警報
			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)
			スキマサージタンク水位
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	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	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	
		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	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	
	補機監視状態	FPC ポンプ (A) 出口流量	
		FPC ポンプ (B) 出口流量	
		原子炉補機代替冷却水系 系統流量	
		プレート式熱交換器出口温度	
	水源の確保	淡水ポンプ出口圧力	
淡水ポンプ入口圧力			
ストレナーナ入口圧力			
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			

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		

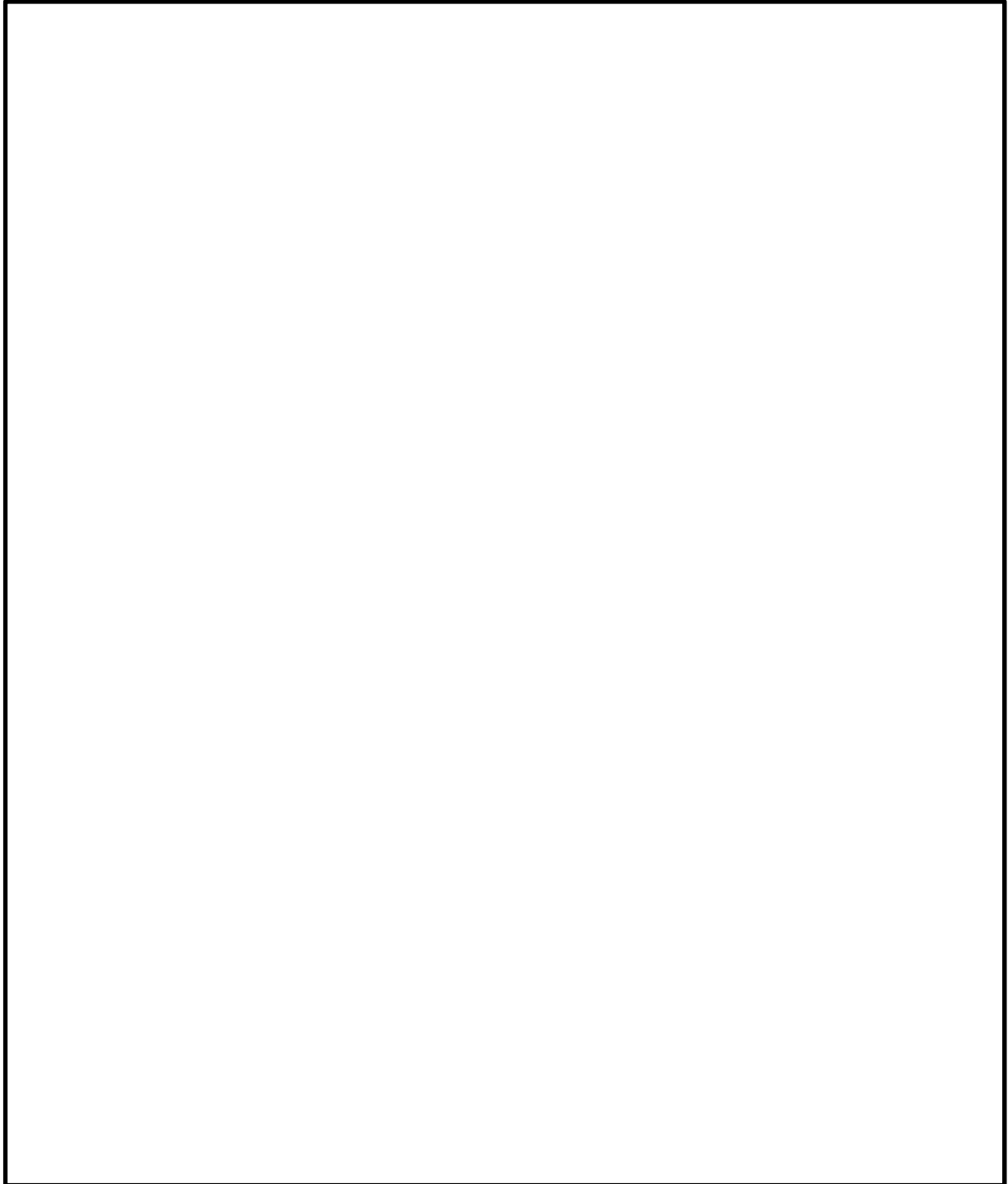


第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析



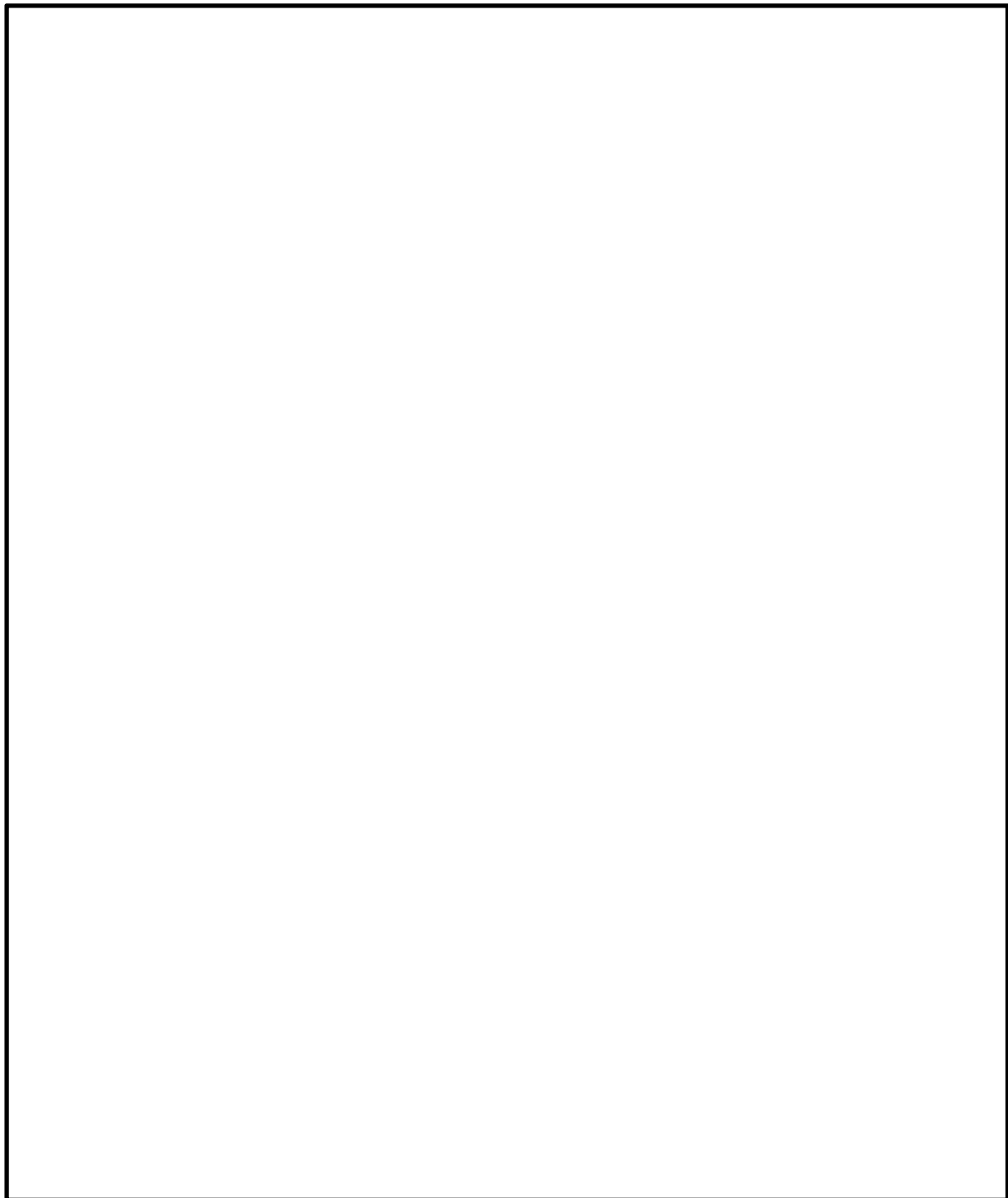
第 1. 11. 2 図 EOP「SFP 水位・温度制御」における対応フロー

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 停止時 EOP 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 停止時 EOP 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(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}													
		使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の起動 ^{※2}													
	重大事故等対応要員A~C	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}													
	重大事故等対応要員D~F	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}													
		保管場所への移動 ^{※3※4}													
	重大事故等対応要員G~I	ホースの敷設,接続 ^{※7}													
		送水準備・送水(水張り・系統確認) ^{※6}													
	重大事故等対応要員J	保管場所への移動 ^{※3※4}													
注水用ヘッダ運搬,設置 ^{※8}															
現場運転員B, C 重大事故等対応要員J	ホースの敷設,接続 ^{※7}														
	原子炉建屋への移動 ^{※1}														
		原子炉建屋大物搬出入口又は燃料プール注水・スプレイ貫通孔の開放 ^{※9}													
		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1~4保管エリア、注水用ヘッダの保管場所は第2~4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

※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

※9: 原子炉建屋扉等の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.11.6 図 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
タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水	中央制御室運転員A	6時間25分 燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水										操作手順		
		電源確認 ^{※1}												
		使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の起動 ^{※2}												
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※※※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}												
	重大事故等対応要員D~F	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}												
		保管場所への移動 ^{※※※4}												
		ホースの敷設, 接続 ^{※7}												
	重大事故等対応要員G~I	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}												
		保管場所への移動 ^{※※※4}												
		注水用ヘッド運搬, 設置 ^{※8}												
		注水用ヘッド運搬, 接続 ^{※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1~4保管エリア、注水用ヘッドの保管場所は第2~4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

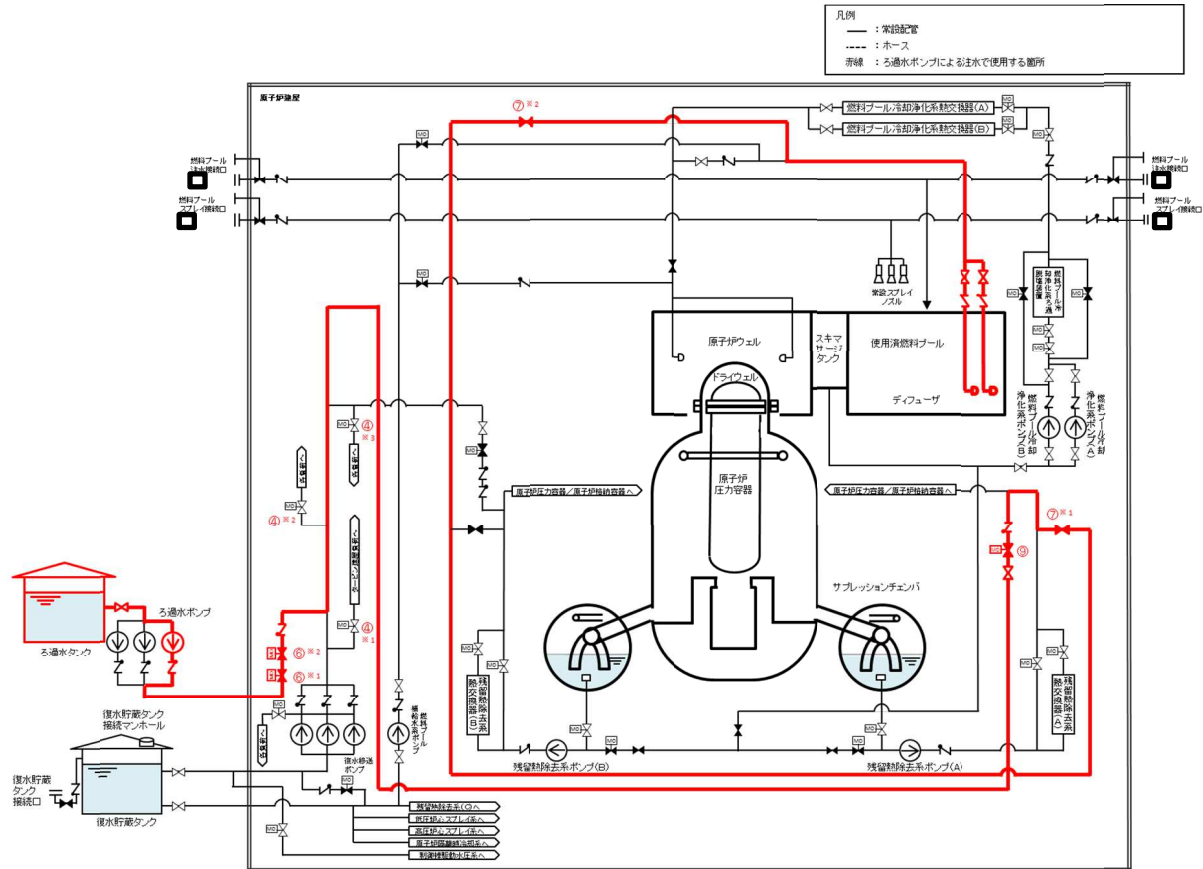
※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※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: 注水用ヘッドの運搬距離として、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ド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

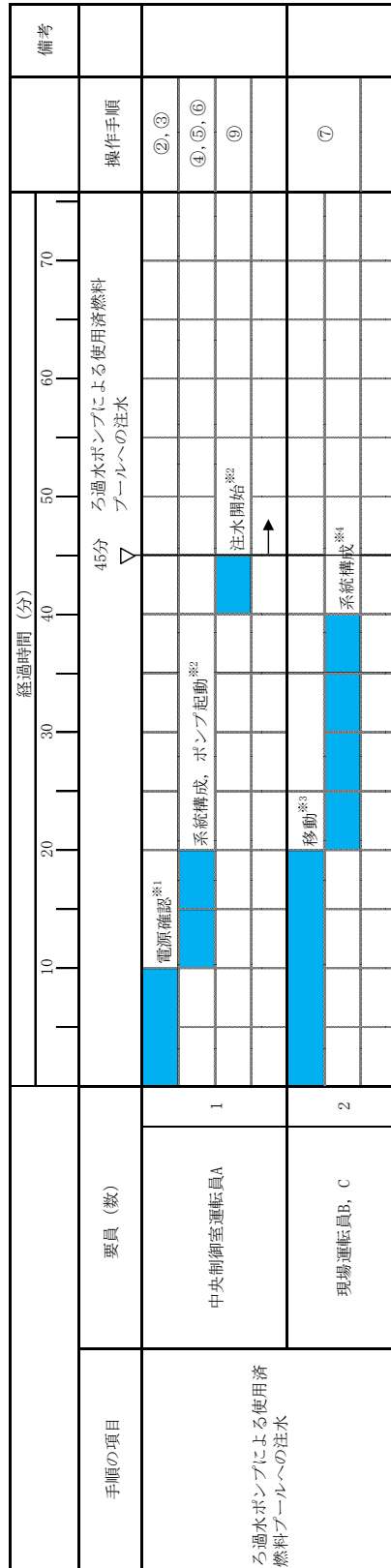
第 1.11.8 図 燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート



操作手順	機器名称
④※1	T/B 緊急時隔離弁 (P13-M0-F070)
④※2	R/B B1F 緊急時隔離弁 (P13-M0-F071)
④※3	R/B 1F 緊急時隔離弁 (P13-M0-F171)
⑥※1	FW 系連絡第一弁 (P13-M0-F190)
⑥※2	FW 系連絡第二弁 (P13-M0-F191)
⑦※1	RHR A 系 FPC 供給連絡弁 (E11-F030A)
⑦※2	FPC RHR 戻り連絡弁 (G41-F023)
⑨	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁 (E11-M0-F062A)

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。



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

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}													操作手順	
		1	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の起動 ^{※2}														
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※※※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}														
		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 ^{※※※4}														
		3	ホースの敷設、接続 ^{※7}														
		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 ^{※※※4}														
		3	注水用ヘッダ運搬、設置 ^{※8}														
		3	ホースの敷設、接続 ^{※7}														
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 ^{※4}															
	3	原子炉建屋大物搬出入口又は燃料プール注水・スプレイ貫通孔の開放 ^{※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1~4保管エリア、また注水用ヘッダの保管場所は第2~4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

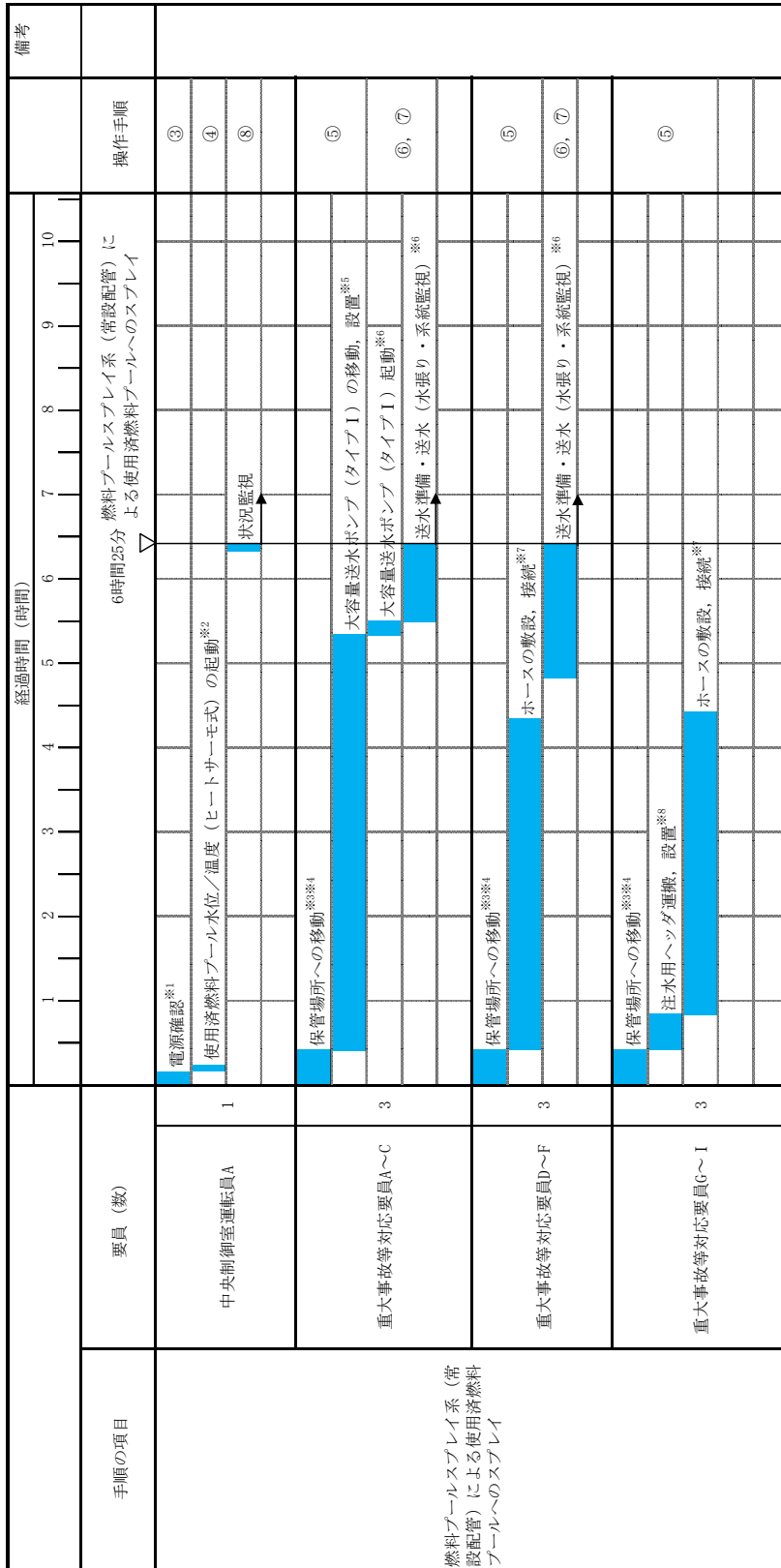
※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※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

※9: 原子炉建屋扉等の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1. 11. 12 図 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
タイムチャート



※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

※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所は第1~4保管エリア、注水用ヘッドの保管場所は第2~4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

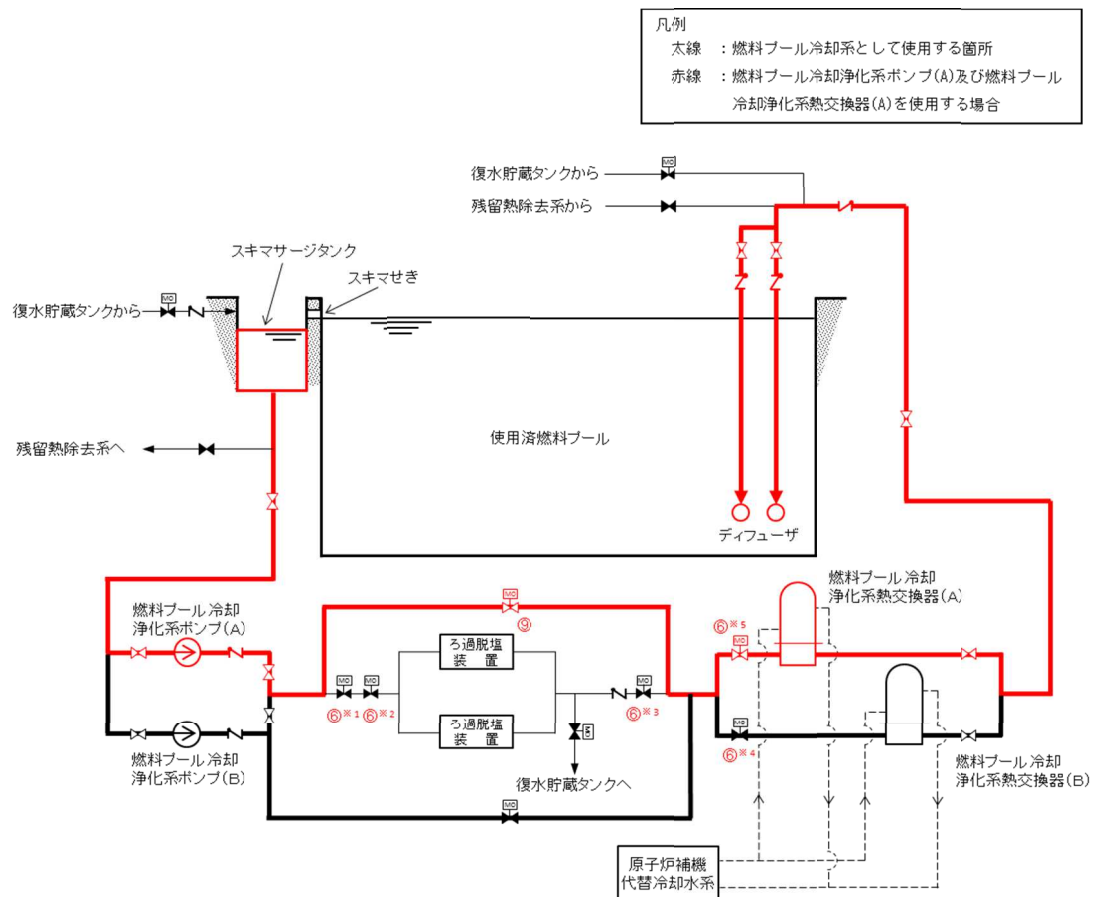
※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※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

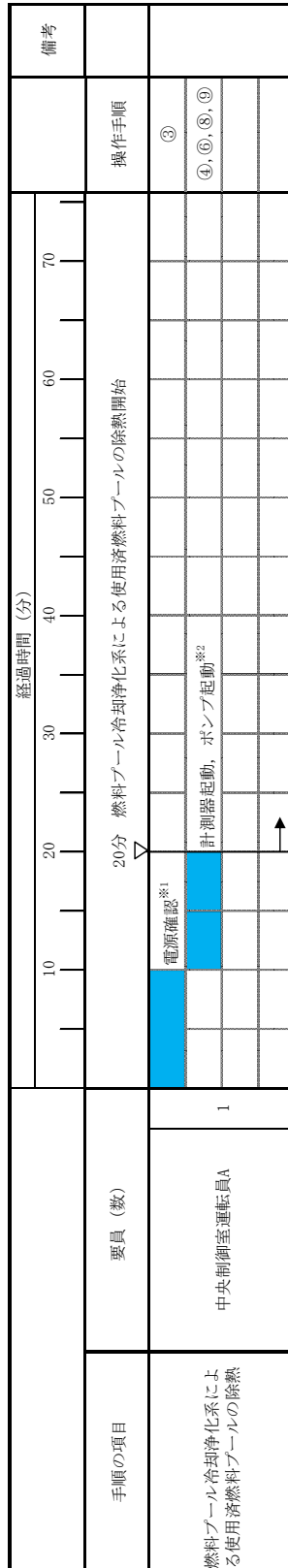
※8: 注水用ヘッドの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッド設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

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



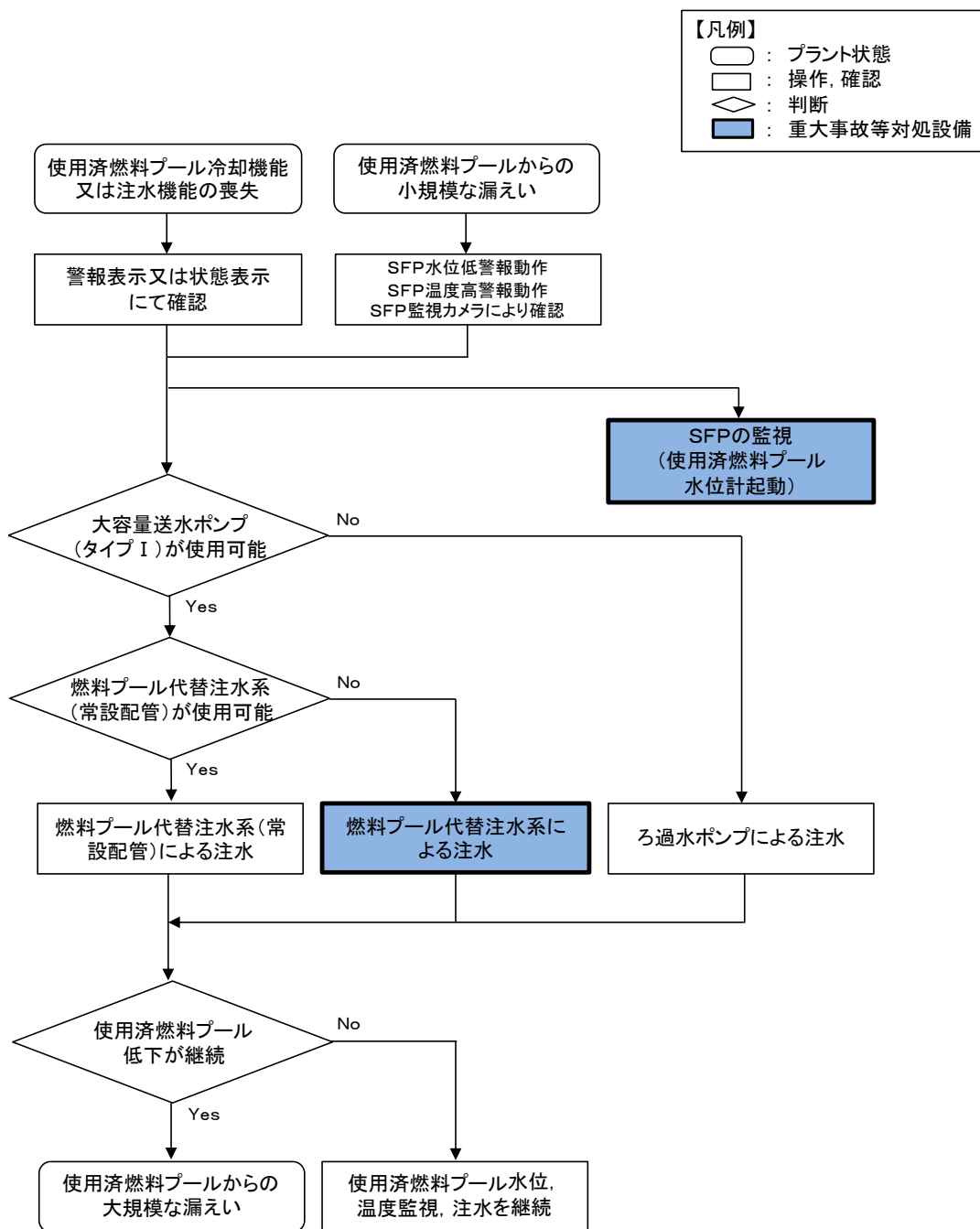
操作手順	機器名称
⑥※1	FPC ろ過脱塩装置入口第一弁 (G41-M0-F005A)
⑥※2	FPC ろ過脱塩装置入口第二弁 (G41-M0-F005B)
⑥※3	FPC ろ過脱塩装置出口弁 (G41-M0-F013)
⑥※4	FPC 熱交換器 (B) 入口弁 (G41-M0-F014B)
⑥※5	FPC 熱交換器 (A) 入口弁 (G41-M0-F014A)
⑨	FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (A) (G41-M0-F020A)

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

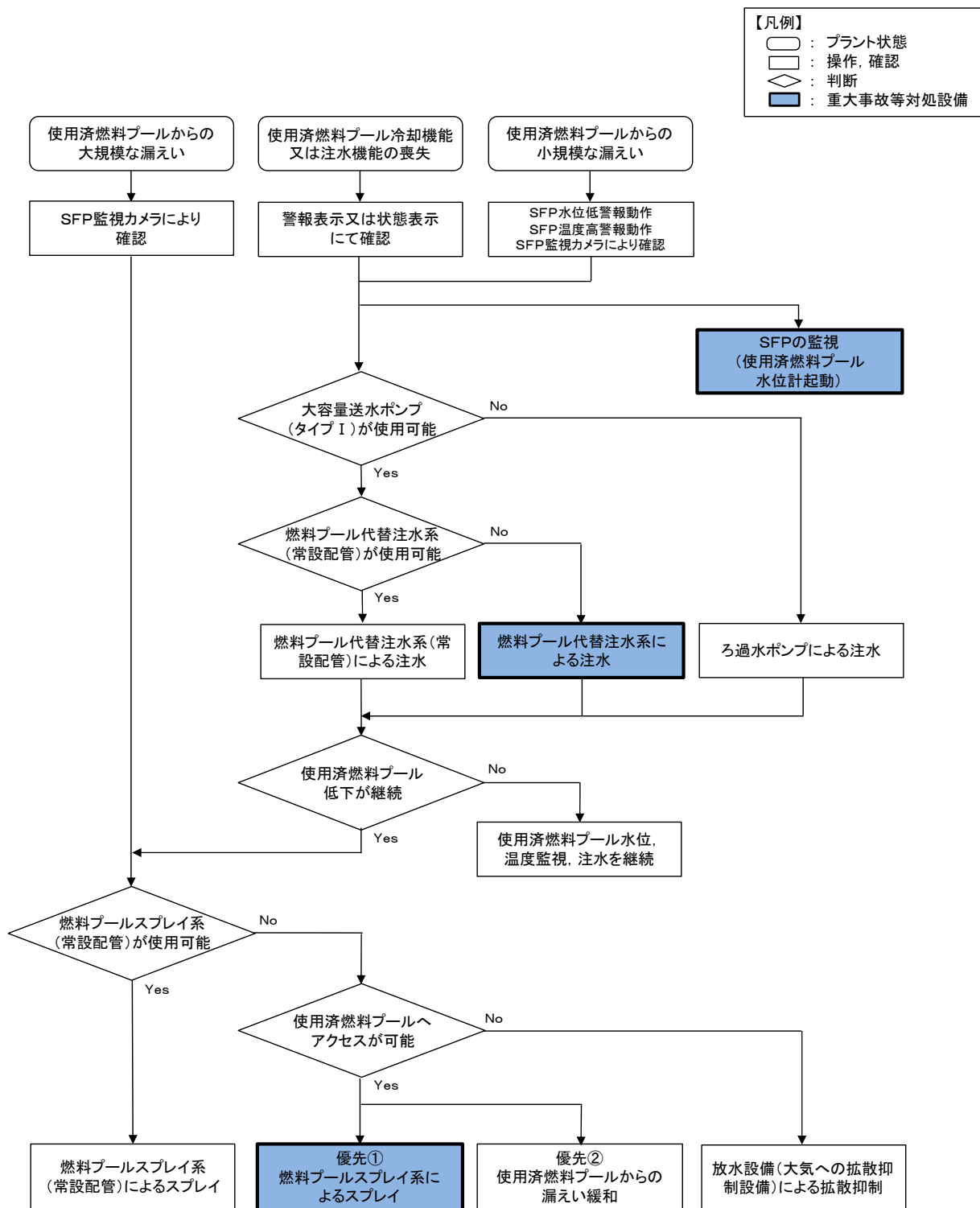


※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

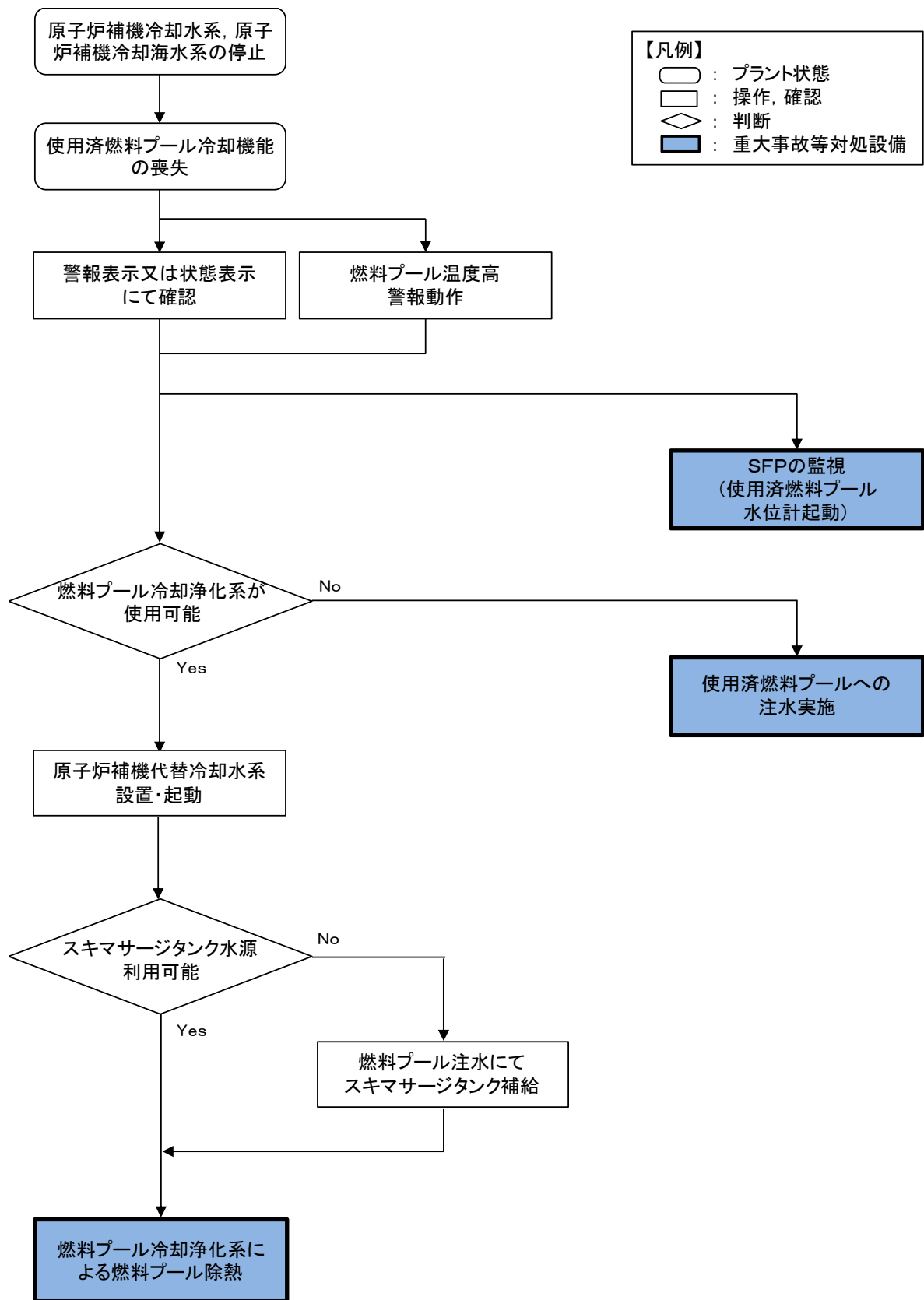
第 1.11.18 図 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
 タイムチャート



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】 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】 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】 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>	⑧
<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>	⑨
<p>【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、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】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—

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。	⑩
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。	追而	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。	⑪
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、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	④	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) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	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) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑫
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。	⑤	b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	⑬
		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。	⑭

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。	⑥	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。	⑮
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。	⑦	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。	⑯
		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。	⑰

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					
燃料プールの代替注水系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 ⑧ ⑩ ⑪	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	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・注水用ヘッド	新設			ホース・注水用ヘッド・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 (サイフォン防止機能含む)	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								
	燃料補給設備	新設 既設			燃料プール代替注水系 (常設配管) 配管・弁	常設								
	—	—			燃料補給設備	常設 可搬								
	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				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
		—			—					ろ過水タンク	常設			
		—			—					ろ過水系 配管・弁	常設			
		—			—					復水補給水系 配管・弁	常設			
		—			—					残留熱除去系 配管・弁	常設			
		—			—					燃料プール冷却浄化系 配管・弁	常設			
		—			—					使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	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										
—		—	燃料補給設備	常設 可搬										
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	大容量送水ポンプ (タイプ I)	新設	② ④ ⑤ ⑨ ⑫ ⑬ ⑭	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	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					
	スプレインゾル	新設			ホース・注水用ヘッド・接続口	可搬								
	ホース・注水用ヘッド	新設			使用済燃料プール	常設								
	使用済燃料プール	既設			淡水貯水槽 (No.1) ※	常設								
	淡水貯水槽 (No.1) ※	新設			淡水貯水槽 (No.2) ※	常設								
	淡水貯水槽 (No.2) ※	新設			燃料プールのスプレイ系 (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								
	—	—			—	—								
—	—	—	—	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					
	—	—			接着剤	可搬								
	—	—			ステンレス鋼板	可搬								
	—	—			吊り下ろしロープ	可搬								
	—	—			—	—								

※「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】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

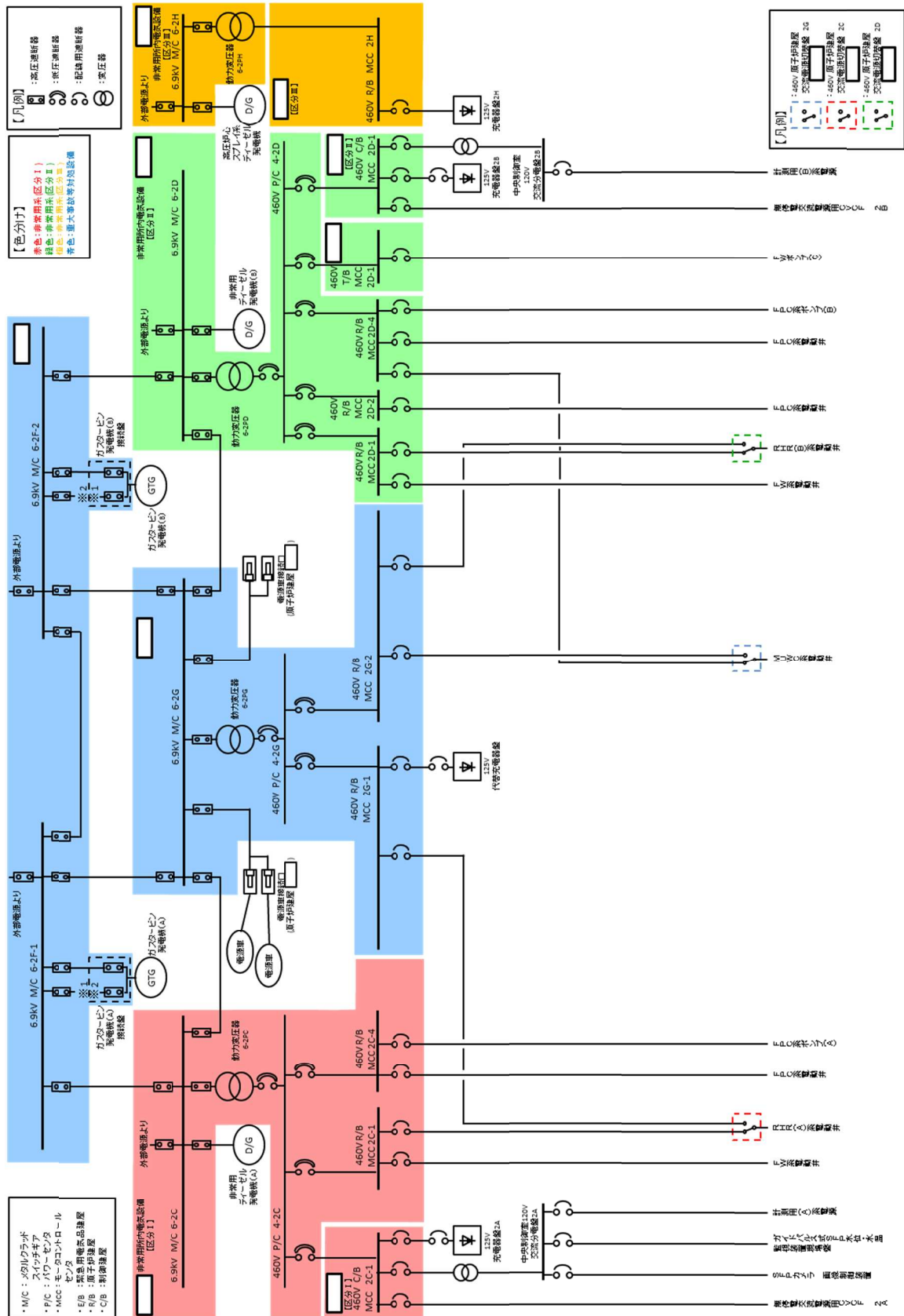
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

：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 による大気 への放射性物質の拡散抑制 (大気への拡散抑制設備)	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	新設	⑤ ⑭	-	-	-	-	-	-
	放水砲	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	⑥ ⑮ ⑰	-	-	-	-	-	-
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	新設							
	使用済燃料プール上部空間放射線モニター (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	⑦ ⑯	-	-	-	-	-	-
	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	① ⑧	-	-	-	-	-	-
	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								

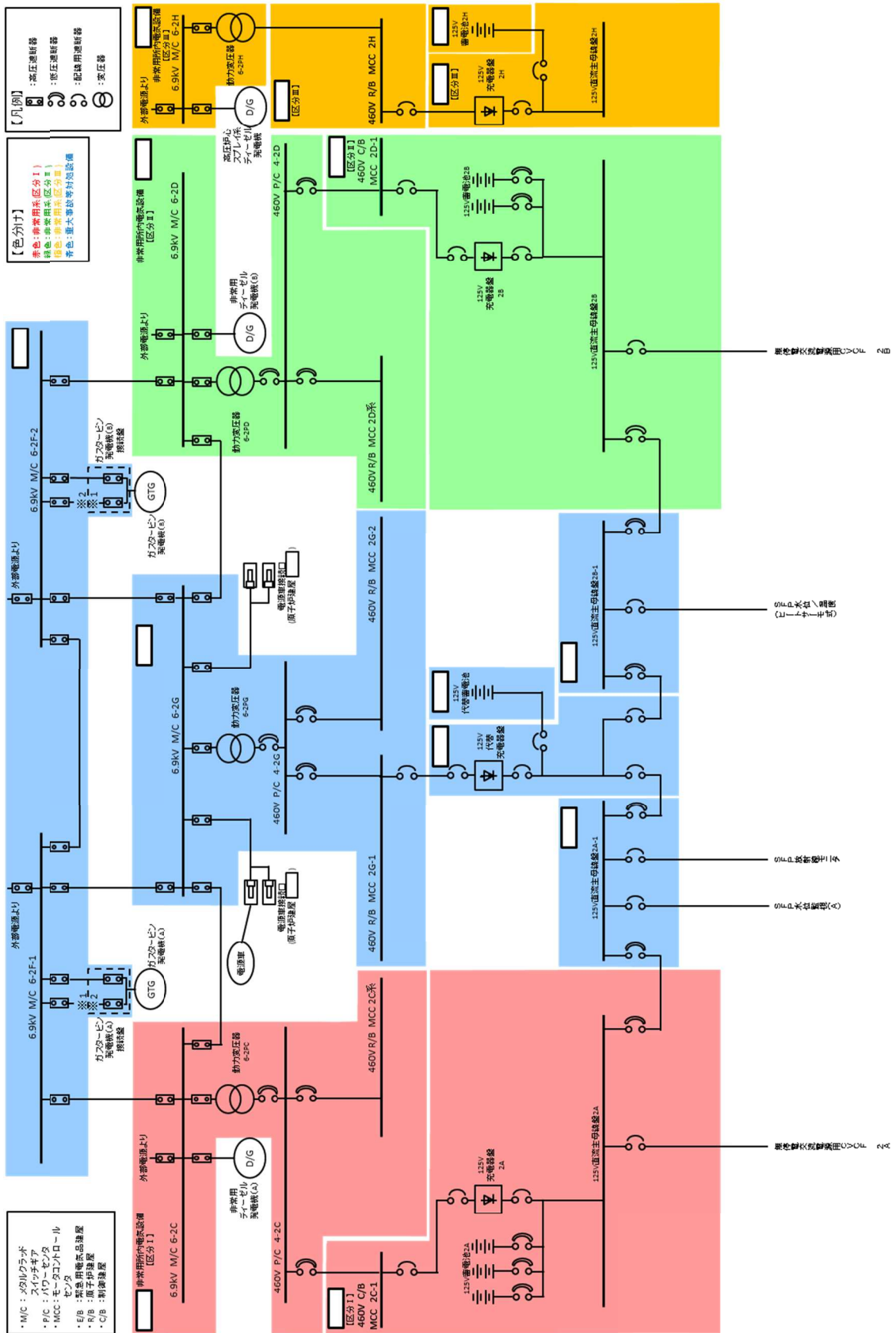
※ 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

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）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図(直流)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

重大事故等対策の成立性

1. 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

(1) 操作概要

発電所対策本部は、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名及び重大事故対応要員10名）
 想定時間 : 6時間25分（訓練実績等）

(4) 作業の成立性

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、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、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）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

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、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、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 : 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。

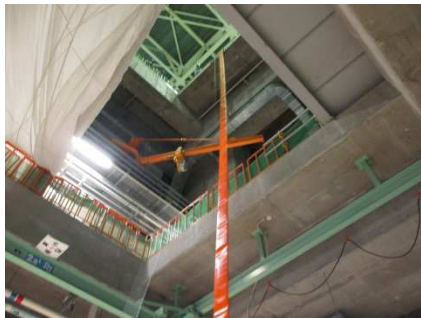
連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS 端末)及び送受話器(ページング)を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



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



現場での系統構成

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

(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) 作業の成立性

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、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、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）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（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



現場での系統構成

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) 作業の成立性

作業環境 : ヘッドライト、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、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名及び重大事故対応要員10名）

想定時間 : 6時間25分（訓練実績等）

(4) 作業の成立性

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、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、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）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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、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、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 : 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。

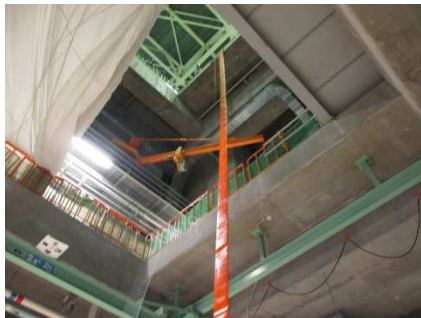
連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



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



現場での系統構成

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) 作業の成立性

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、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、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）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



現場での系統構成