

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0056 改18
提出年月日	平成29年1月20日

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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1月

東京電力ホールディングス株式会社

## 1. 重大事故等対策

- 1. 0 重大事故等対策における共通事項
- 1. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1. 12 工場等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

下線部：今回ご提出資料

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

### < 目 次 >

#### 1.2.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
  - a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
    - (a) 高圧代替注水系による原子炉の冷却
    - (b) 重大事故等対処設備
  - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
    - (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却
    - (b) 復旧
    - (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - c. 監視及び制御
    - (a) 監視及び制御
    - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備
    - (a) 重大事故等の進展抑制
    - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - e. 手順等

#### 1.2.2 重大事故等時の手順

##### 1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却
  - a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動
  - b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

- (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却
  - a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動
- (2) 復旧
  - a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
  - b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
  - c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電
- (3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

- a. ほう酸水注入系による原子炉注水
- b. 制御棒駆動系による原子炉注水
- c. 高圧炉心注水系緊急注水

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

(2) 高圧炉心注水系による原子炉注水

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料 1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.2.2 対応手順として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.2.3 重大事故対策の成立性
  - 1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動
  - 2. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動
  - 3. 現場手動操作による高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷系起動における可搬式原子炉水位計接続
  - 4. ほう酸水注入系による原子炉注水
- 添付資料 1.2.4 解釈一覧
  - 1. 判断基準の解釈一覧
  - 2. 操作手順の解釈一覧

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

### 【要求事項】

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

### 【解釈】

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

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

a) 可搬型重大事故防止設備

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

b) 現場操作

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

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

c) 監視及び制御

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

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

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

(2) 復旧

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

(3) 重大事故等の進展抑制

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

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、原子炉へ注水するための設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉内高圧時における注水機能である。

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

## 1.2.1 対応手段と設備の選定

### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を設置している。

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

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

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>\*1</sup>を選定する。

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

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

### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- 復水貯蔵槽
- サプレッション・チェンバ
- 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- 主蒸気系配管・弁

- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・復水補給水系配管・弁
- ・高圧炉心注水系配管・弁
- ・給水系配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・直流 125V 蓄電池 A
- ・直流 125V 充電器 A

また、上記直流125V充電器Aへの継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用交流電源設備

高圧炉心注水系による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心注水系ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・サプレッション・チェンバ
- ・高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ
- ・復水補給水系配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・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、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失を想定する。

設計基準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表 1.2.1 に整理する。

#### a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

##### (a) 高圧代替注水系による原子炉の冷却

設計基準事故対処設備である高圧注水系（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系）の故障により原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉を冷却する手段が

ある。

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

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

#### i. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 復水補給水系配管・弁
- ・ 高圧炉心注水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）
- ・ 給水系配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備

なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。

#### ii. 高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却

現場での**人力による弁**の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 復水補給水系配管・弁
- ・ 高圧炉心注水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）
- ・ 給水系配管・弁・スパーージャ
- ・ 原子炉圧力容器

なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。

#### (b) 重大事故等対処設備

高圧代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による原子炉の冷却で使用する設備のうち、高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵槽、高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高圧代替注水系（注水系）配管・弁、復水補給水系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）、給水系配管・弁・スパーージャ、原子炉圧力容器、常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、原子炉内高圧時における注水機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。

#### b. サポート系故障時の対応手段及び設備

##### (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、設計基準事故対処設備である高圧注水系による原子炉の冷却ができない場合は、「1.2.1(2)a.(a)高圧代替注水系による原子炉の冷却」の手段に加え、現

場での**人力による**弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉を冷却する手段がある。

この対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

i. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却

**現場での人力による**弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・復水補給水系配管・弁
- ・高圧炉心注水系配管・弁
- ・給水系配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器

(b) 復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備（常設又は可搬型）、可搬型直流電源設備及び直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。

i. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

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

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁

- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・復水補給水系配管・弁
- ・高圧炉心注水系配管・弁
- ・給水系配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

なお、代替交流電源設備へ給油し、復水貯蔵槽へ補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

#### ii. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・復水補給水系配管・弁
- ・高圧炉心注水系配管・弁
- ・給水系配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・可搬型直流電源設備

なお、可搬型直流電源設備へ給油し、復水貯蔵槽へ補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

#### iii. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電

直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・サプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・復水補給水系配管・弁
- ・高圧炉心注水系配管・弁
- ・給水系配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・直流給電車及び可搬型代替交流電源設備

なお、直流給電車へ接続する可搬型代替交流電源設備へ給油し、復水貯蔵槽へ補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

#### (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却で使用する設備のうち、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置づける。また、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、復水補給水系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁及び給水系配管・弁・スパージャは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

復旧にて使用する設備のうち、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、復水補給水系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁及び給水系配管・弁・スパージャは重大事故等対処設備（設計基準拡張）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1.2.1)

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、原子炉内高圧時における注水機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。

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

・直流給電車

給電開始までに時間を要するが、原子炉隔離時冷却系の運転に必要な直流電源を供給することで、原子炉隔離時冷却系の運転継続が可能となることから、原子炉を冷却するための直流電源を確保する手段として有効である。

c. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

上記「1.2.1(2)a. (a) 高圧代替注水系による原子炉の冷却」及び「1.2.1(2)b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却」により原子炉を冷却する際には、原子炉を冷却するための原子炉水位を監視する手段がある。

また、原子炉へ注水するための高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認する手段がある。

さらに、原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段がある。監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）
- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（SA）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・復水貯蔵槽水位
- ・復水貯蔵槽水位（SA）

高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）
- ・可搬式原子炉水位計
- ・高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・高圧代替注水系タービン入口圧力
- ・高圧代替注水系タービン排気圧力

- ・ 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力

原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器

- ・ 原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）
- ・ 可搬式原子炉水位計
- ・ 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力
- ・ 可搬型回転計

#### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

監視及び制御にて使用する設備のうち，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）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1.2.1）

以上の重大事故等対処設備を監視することにより，原子炉を冷却するために，原子炉水位を監視及び制御できる。

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

- ・ 監視及び制御で使用する原子炉水位（狭帯域），復水貯蔵槽水位及び現場計器

高圧代替注水系の操作盤は中央制御室裏盤に設置されており，高圧代替注水系を中央制御室裏盤から起動した際は，中央制御室表盤に設置されている原子炉水位（狭帯域）及び復水貯蔵槽水位は監視に適さないが，複数の計器で監視する手段としては有効である。なお，現場計器は中央制御室での監視には適さないため重大事故等対処設備としては位置づけていないが，耐震性は有しており，現場起動時は監視可能であることことから，原子炉水位の監視及び制御を行う手段として有効である。

#### d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

##### (a) 重大事故等の進展抑制

高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合には，重大事故等の進展を抑制す

るため、ほう酸水注入系、制御棒駆動系及び高圧炉心注水系により原子炉へ注水する手段がある。

i. ほう酸水注入系による進展抑制

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

さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続する。

ほう酸水注入系により原子炉へほう酸水を注入する設備及び注水を継続する設備は以下のとおり。

- ・ ほう酸水注入系ポンプ
- ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ・ ほう酸水注入系テストタンク
- ・ ほう酸水注入系配管・弁
- ・ 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ
- ・ 復水補給水系
- ・ 消火系
- ・ 純水補給水系
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

ii. 制御棒駆動系による進展抑制

復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉への注水を実施する。

制御棒駆動系により原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

- ・ 制御棒駆動水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 制御棒駆動系配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 常設代替交流電源設備

iii. 高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制

常設代替交流電源を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで

高压炉心注水系を一定時間運転し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉への緊急注水を実施する。

高压炉心注水系により原子炉へ緊急注水する設備は以下のとおり。

- ・ 高压炉心注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 高压炉心注水系配管・弁・スパージャ
- ・ 復水補給水系配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備

#### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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1.2.1)

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、原子炉内高压時における注水機能が喪失した場合においても、重大事故等の進展を抑制することができる。

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

- ・ ほう酸水注入系（原子炉への注水を継続する場合）

原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えてほう酸水注入系貯蔵タンクへの補給ラインの耐震性が確保されていないが、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給することができればほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

- ・ 制御棒駆動系

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

- ・ 高压炉心注水系

モータの冷却水がない状態での運転となるため運転時間に制限があり、十分な期間の運転継続はできないが、原子炉への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

e. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）、AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表 1.2.1）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（表 1.2.2，表 1.2.3）。

（添付資料 1.2.2）

## 1.2.2 重大事故等時の手順

### 1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

#### (1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却

##### a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

高圧注水系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。

なお、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

##### (a) 手順着手の判断基準

給水系，復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

##### (b) 操作手順

中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.2.4に，タイムチャートを図1.2.5に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは，中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員A及びBは，中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成として，高圧代替注水系注入弁の全開操作を実施し，当直副長に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の準備完了を報告する。

なお，高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を全閉とする。

- ④当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系を起動し、原子炉注水を開始する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、原子炉注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水開始まで15分以内で可能である。

#### b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。

なお、原子炉を冷却するために原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）及び可搬式原子炉水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

#### (a) 手順着手の判断基準

給水系、復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注

水系を起動できない場合。

(b) 操作手順

高圧代替注水系現場起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.2.4に、タイムチャートを図1.2.6に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②現場運転員E及びFは、原子炉压力容器内の水位を確認するため、原子炉建屋地上1階北西通路(管理区域)の可搬式原子炉水位計の接続を実施し、当直副長に原子炉压力容器内の水位を報告する。
- ③現場運転員C及びDは、高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋地下3階原子炉隔離時冷却系ポンプ室(管理区域)の原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることをにより確認する。
- ④現場運転員C及びDは、高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の系統構成として、高圧代替注水系注入弁を現場操作のハンドルにて全開操作し、当直副長に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の準備完了を報告する。  
なお、高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を全閉とする。
- ⑤当直副長は、現場運転員に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の開始を指示する。また、中央制御室運転員に原子炉压力容器内の水位の監視を指示する。
- ⑥現場運転員C及びDは、高圧代替注水系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて全開操作することにより高圧代替注水系を起動する。また、現場監視計器により高圧代替注水系の作動状況を確認し、現場運転員E及びFへ作動状況に異常がないことを報告する。
- ⑦現場運転員E及びFは、原子炉注水が開始されたことを原子炉建屋地上1階北西通路(管理区域)の可搬式原子炉水位計指示値の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを当直副長に報告するとともに、高圧代替注水系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて操作することにより原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で原子炉压力容器内の水位を制御する。なお、可搬式原子炉水位計による監視ができない場合には、中央制御室運転員の指示に基づき、原子炉压力容器内の水位を制御する。

- ⑧中央制御室運転員Aは、原子炉注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系現場起動による原子炉注水開始まで約40分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料1.2.3-1, 1.2.3-3)

#### (2) 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図1.2.18に示す。

重大事故等が発生し原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉の冷却が必要となった場合、設計基準事故対処設備である高圧注水系により原子炉を冷却する。

高圧注水系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

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

#### 1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

##### (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却

###### a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での原子炉の冷却ができない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。

また、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動にて発生する排水により原子炉隔離時冷却系ポンプ本体が水没する前に排水処理を実施する。

なお、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）及び可搬式原子炉水位計により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による高圧注水系での原子炉注水ができない場合において，中央制御室からの操作若しくは現場手動操作による高圧代替注水系の起動にて原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合，又は中央制御室からの操作及び現場手動操作による高圧代替注水系の起動ができない場合。

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1.2.7，図 1.2.8 に，タイムチャートを図 1.2.9 に示す。

i. 原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水（運転員操作）

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は，当直副長の依頼に基づき，緊急時対策本部に原子炉隔離時冷却系現場起動に伴う排水処理として仮設ポンプの設置及び排水を依頼する。
- ③現場運転員E及びFは，原子炉圧力容器内の水位を確認するため，原子炉建屋地下1階北西通路（管理区域）の可搬式原子炉水位計の接続を実施し，当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。
- ④現場運転員C及びDは，原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋地下3階原子炉隔離時冷却系ポンプ室（管理区域）の原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることにより確認する。
- ⑤現場運転員C及びDは，原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプに使用している潤滑油冷却器への冷却水確保として原子炉隔離時冷却系

冷却水ライン止め弁，原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁，原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁及び原子炉隔離時冷却系セパレータドレン弁の全開操作を実施し，当直副長に原子炉隔離時冷却系の冷却水確保完了を報告する。

- ⑥現場運転員C及びDは，原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水の系統構成として，原子炉隔離時冷却系注入弁を現場操作のハンドルにて全開操作するとともに，原子炉隔離時冷却系タービングラント部からの蒸気漏えいに備え保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)を装着し(現場運転員E及びFはこれを補助する)当直副長に原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑦当直副長は，現場運転員に原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水の開始を指示する。また，中央制御室運転員に原子炉压力容器内の水位の監視を指示する。
- ⑧現場運転員C及びDは，原子炉隔離時冷却系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて徐々に開操作することにより原子炉隔離時冷却系を起動し，原子炉隔離時冷却系タービンの回転数を可搬型回転計にて確認しながら規定回転数に調整する。また，現場監視計器により原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認し，現場運転員E及びFへ作動状況に異常がないことを報告する。
- ⑨現場運転員E及びFは，原子炉注水が開始されたことを原子炉建屋地下1階北西通路(管理区域)の可搬式原子炉水位計指示値の上昇により確認し，作動状況に異常がないことを当直副長に報告するとともに，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を現場操作のハンドルにて操作することにより原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で原子炉压力容器内の水位を制御する。なお，可搬式原子炉水位計による監視ができない場合には，中央制御室運転員の指示に基づき，原子炉压力容器内の水位を制御する。
- ⑩中央制御室運転員Aは，原子炉注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し，当直副長に報告する。
- ⑪当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

ii. 原子炉隔離時冷却系排水処理(緊急時対策要員操作)

- ①緊急時対策本部は，緊急時対策要員に排水処理を指示する。
- ②緊急時対策要員は，排水処理に必要な発電機，制御盤，水中ポンプ，電源ケーブル，消防ホース及び消防ホース用吐出弁の準備を行

い、6/7号炉サービス建屋屋外入口まで移動する。

- ③緊急時対策要員は、防護扉を開放する。
- ④緊急時対策要員は、防護扉手前に発電機を設置、6/7号炉廃棄物処理建屋地上1階(管理区域)に制御盤を設置、原子炉建屋地下3階 残留熱除去系(A)ポンプ室内(管理区域)の高電導度廃液系サンプ(A)に水中ポンプ及び消防ホース用吐出弁を設置、6/7号炉コントロール建屋地上1階(管理区域)に電源ケーブル及び消防ホースを搬入する。
- ⑤緊急時対策要員は、発電機－制御盤間の電源ケーブルを敷設し、発電機及び制御盤各端子へ電源ケーブルの接続をする。
- ⑥緊急時対策要員は、制御盤－水中ポンプ間の電源ケーブルを敷設し、制御盤及び水中ポンプ各端子へ電源ケーブルの接続をする。
- ⑦緊急時対策要員は、水中ポンプの吐出側に消防ホースを接続、接続した消防ホースを原子炉建屋地下3階 高電導度廃液系サンプ(D)室内(管理区域)の高電導度廃液系サンプ(D)まで敷設し、吐出口に消防ホース用吐出弁を取付け固縛する。
- ⑧緊急時対策要員は、原子炉建屋地下3階 残留熱除去系(A)ポンプ室水密扉及び高電導度廃液系サンプ(D)室扉を開放し固縛する。
- ⑨緊急時対策要員は、発電機を起動させるため、発電機本体より起動操作を行い発電機を起動させる。
- ⑩緊急時対策要員は、水中ポンプを起動させるため、制御盤より起動操作を行い水中ポンプを起動させ、高電導度廃液系サンプ(D)室内サンプへ送水を開始する。
- ⑪緊急時対策要員は、制御盤より水中ポンプの運転状態を状態表示にて確認する。
- ⑫緊急時対策要員は、原子炉隔離時冷却系現場起動による排水処理開始を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員4名、緊急時対策要員4名にて作業を実施する。

作業開始を判断してから現場運転員による原子炉隔離時冷却系起動まで約90分で可能である。また、緊急時対策要員による排水処理開始まで約180分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が

開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料1.2.3-2, 1.2.3-3)

## (2) 復旧

### a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。

#### (a) 手順着手の判断基準

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

#### (b) 操作手順

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

#### (c) 操作の成立性

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

### b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・

チェンバ・プール水冷却モード) が機能喪失している場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

可搬型直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 操作の成立性

可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

直流給電車に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 操作の成立性

直流給電車に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(3) 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図1.2.18に示す。

a. 全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応

中央制御室からの操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

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

いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉へ注水する。

b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

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

代替交流電源設備による給電ができない場合は、可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。

代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備による給電ができない場合は、直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。

1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順

## (1) 重大事故等の進展抑制

### a. ほう酸水注入系による原子炉注水

高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。

さらに、原子炉注水を継続するため、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系を用いて原子炉注水を継続させる。

また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入系を用いて原子炉注水を実施することも可能である。

### (a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。

### (b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.2.10に、タイムチャートを図1.2.11に示す。

[ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の準備開始を指示する。
- ②現場運転員E及びFは、ほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系ポンプの吸込圧力を確保するため、復水移送ポンプが運転中であり、復水移送ポンプ吐出

圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

- ⑥中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系ポンプA(又はB)の起動操作(ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ポンプA」位置(B系を起動する場合は「ポンプB」位置)にすることで、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動する。)を実施する。
- ⑦現場運転員C及びDは、原子炉へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水タンク液位指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。  
[ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水]
- ⑧当直副長は、原子炉への継続注水が必要と判断した場合は、運転員にほう酸水注入系による原子炉への継続注水の準備開始を指示する。  
※[ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入]の準備と併せて実施する。
- ⑨現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水の系統構成として、仮設ホース接続(復水補給水系～純水補給水系の間)を実施し、復水補給水系積算計出口ドレン弁、復水補給水系積算計出口ベントライン接続口止め弁、純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア床除染用ホースコネクション止め弁及び純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁の全開操作を実施する。
- ⑩現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系封水供給弁、ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の全閉及びほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク補給水元弁の全開操作実施後、当直副長にほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水の準備完了を報告する。
- ⑪当直副長は、運転員にほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水の開始を指示する。
- ⑫現場操作員C及びDは、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁を調整開とし、ほう酸水注入系貯蔵タンクに補給を行う。
- ⑬現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作(復水補給水系常/非常用連絡管一次、二次止め弁の全開操作)を実施する。
- ⑭当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

[ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②現場運転員E及びFは、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水に必要なポンプ、電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系ポンプ吸込圧力確保のため、復水移送ポンプが運転中であり、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水の系統構成として、仮設ホース接続(復水補給水系～純水補給水系の間)を実施し、復水補給水系積算計出口ドレン弁、復水補給水系積算計出口ベントライン接続口止め弁、純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア床除染用ホースコネクション止め弁及び純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁の全開操作を実施する。
- ⑦現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系封水供給弁及びほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の全閉、ほう酸水注入系テストタンク出口弁の全開操作完了後、当直副長にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水の準備完了を報告する。
- ⑧当直副長は、運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水の開始を指示する。
- ⑨現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系ほう酸水注入弁の全開操作を実施した後、ほう酸水注入ポンプA又はBを起動する。ほう酸水注入ポンプ出口圧力指示値の上昇を確認後速やかに、ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁を調整開とし、ほう酸水注入系テストタンクに補給を行う。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉注水が開始されたことを原子炉水位指示値及び復水貯蔵槽水位指示値により確認し、当直副長に報告する。
- ⑪現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送

ポンプ吸込ラインの切替え操作(復水補給水系常/非常用連絡管一次、二次止め弁の全開操作)を実施する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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ほう酸水注入開始まで約20分で可能である。

さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給し、原子炉への継続注水を行う場合は、1ユニット当たり現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉への継続注水準備完了まで約65分で可能である。

また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉注水を行う場合は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉注水開始まで約75分で可能である。

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

(添付資料1.2.3-4)

b. 制御棒駆動系による原子炉注水

高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合で、制御棒駆動系が使用可能な場合。

## (b) 操作手順

制御棒駆動系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.2.12に、タイムチャートを図1.2.13に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に制御棒駆動系による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、制御棒駆動系の起動に必要なポンプ、監視計器の電源及び冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、制御棒駆動系が使用可能か確認する。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に制御棒駆動系による原子炉注水開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、制御棒駆動水系ポンプ(A)の起動操作を実施し、制御棒駆動水系ポンプ(A)が起動したことを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、原子炉注水が開始されたことを制御棒駆動系系統流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

## (c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動系による原子炉注水開始まで約20分で可能である。

## c. 高圧炉心注水系緊急注水

全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合は、常設代替交流電源により高圧炉心注水系の電源を確保することで高圧炉心注水系を冷却水がない状態で短時間起動させて、復水貯蔵槽を水源とした原子炉への緊急注水を実施する。

### (a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低

(レベル3)以上に維持できない場合で、常設代替交流電源設備によるM/C D系への給電が可能となった場合。

(b) 操作手順

高圧炉心注水系による原子炉への緊急注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.2.14に、タイムチャートを図1.2.15に示す。

※高圧炉心注水系ポンプ無冷却状態では許容運転時間が定められており、起動後は運転許容時間内にポンプを停止させ高圧炉心注水系の機能を温存させる。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧炉心注水系による原子炉への緊急注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系による原子炉への緊急注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、高圧炉心注水系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系ポンプ(B)の起動操作を実施し、高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認するとともに、当直副長に高圧炉心注水系による原子炉への緊急注水の準備完了を報告する。
- ⑤当直副長は、中央制御室運転員に高圧炉心注水系による原子炉への緊急注水の開始を指示する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入隔離弁(B)を全開として原子炉への緊急注水を開始する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、原子炉への緊急注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇及び高圧炉心注水系(B)系統流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑧当直副長は、中央制御室運転員に高圧炉心注水系ポンプの運転許可時間経過後に高圧炉心注水系ポンプ(B)を停止するよう指示する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入隔離弁(B)を全閉とし、高圧炉心注水系ポンプ(B)を停止する。
- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心注水系による原子炉への緊急注水開始まで約25分で可能である。

## (2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合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図1.2.18に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態において、全交流動力電源が喪失し、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合は、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水系の冷却水がない状態での短時間運転により原子炉へ一時的に注水することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、重大事故等の進展を抑制する。

高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合は、常設代替交流電源設備により制御棒駆動系又はほう酸水注入系の電源を復旧して原子炉へ注水する。また、常設代替交流電源設備により電源が確保できない場合は、可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を復旧して原子炉へ注水する。制御棒駆動系及びほう酸水注入系は原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。

なお、ほう酸水注入系による原子炉への継続注水を行う場合の水源は、通常時の補給にて使用する純水補給水系が使用できない場合は、復水補給水系又は消火系から補給する。

### 1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

#### (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2若しくはレベル1.5）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

原子炉隔離時冷却系の第一水源は復水貯蔵槽であり、LOCA信号（原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウエル圧力高）かつサプレッション・チェ

ンバ・プールの水位高信号の入力により第二水源であるサブプレッション・チェンバに自動で切り替わる。残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉隔離時冷却系の確実な運転継続を確保する観点から、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽に手動で切り替える。

いずれの切替えにおいても、運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源切替えが可能である。

なお、事前にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合には、原子炉隔離時冷却系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽に保持させる。

#### a. 手順着手の判断基準

給水系、復水系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

#### b. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1.2.16 に示す。

（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル2若しくはレベル1.5）又はドライウェル圧力高）により原子炉隔離時冷却系タービン止め弁、原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁が全開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、原子炉注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

(原子炉隔離時冷却系の水源切替え (サブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽の場合) )

- ①当直副長は、中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超える前に原子炉隔離時冷却系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替え、その後の原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、原子炉隔離時冷却系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、CSP側吸込隔離弁が全開、その後S/C側吸込隔離弁が全閉し、水源がサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替わることを確認する。また、水源切替え後における原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

#### (2) 高圧炉心注水系による原子炉注水

高圧炉心注水系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心注水系を起動し、復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

高圧炉心注水系の第一水源は復水貯蔵槽であり、サブプレッション・チェンバ・プールの水位高信号の入力により第二水源であるサブプレッション・チェンバに自動で切り替わる。残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が上昇することを考慮し、高圧炉心注水系の確実な運転継続を確保する観点から、高圧炉心注水系の水源を復水貯蔵槽に手動で切り替える。

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

なお、事前にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超えると想定された場合には、高圧炉心注水系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、高圧炉心注水系の水源を復水貯蔵槽に保持させる。

a. 手順着手の判断基準

給水系，復水系，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

b. 操作手順

高圧炉心注水系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1. 2. 17 に示す。

（高圧炉心注水系による原子炉注水）

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に高圧炉心注水系による原子炉注水開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは，中央制御室からの手動操作により高圧炉心注水系を起動し，高圧炉心注水系注入隔離弁を全開として原子炉注水を開始する。あるいは，高圧炉心注水系が自動起動信号（原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウェル圧力高）により起動したことを確認する。
- ③中央制御室運転員A及びBは，原子炉注水が開始されたことを高圧炉心注水系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ④当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

（高圧炉心注水系の水源切替え（サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽の場合））

- ①当直副長は，中央制御室運転員にサプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超える前に高圧炉心注水系の水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替え，その後の高圧炉心注水系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは，高圧炉心注水系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで，CSP側吸込隔離弁が全開，その後S/C側吸込隔離弁が全閉し，水源がサプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替わることを確認する。また，水源切替え後における高圧

炉心注水系の運転状態に異常がないことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ，制御棒駆動水系ポンプ，電動弁及び中操監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備への燃料補給手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

表 1.2.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/6)  
 (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)	—	原子炉隔離時冷却系による 原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流 125V 蓄電池 A ※1 直流 125V 充電器 A	重大事故等 対処設備	
		高圧炉心注水系による 原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管・弁 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (2/6)

(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	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等対処設備  事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
		高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備  事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (3/6)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系 の現場操作 による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」  多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動（排水処理）」
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備	
		原子炉隔離時冷却系への給電 による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/6）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ※1	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (5/6)

(監視及び制御)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
監視及び制御	—	高圧代替注水系（中央制御室起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位	自主対策設備	
		高圧代替注水系（現場起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (6/6)

(重大事故等の進展抑制)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
重大事故等の進展抑制	—	進展抑制 (ほう酸水注入による)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる原子炉注水」
		進展抑制 (継続注水による)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		制御棒駆動系による 進展抑制	制御棒駆動水系ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」
		高圧炉心注水系緊急注水による 進展抑制	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース)「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 1.2.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」  多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動(排水処理)」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計
		補機監視機能	可搬型回転計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力

監視計器一覧 (2/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)		
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制				
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる原子炉注水」	判断基準	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		水源の確保	水源(以下のうち、いずれか一つ) 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位 純水タンク水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力	
	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」	判断基準	電源	M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧
			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
			補機監視機能	原子炉補機冷却系(A)系統流量
水源の確保			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	
操作		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度	
		原子炉圧力容器への注水流量	制御棒駆動系系統流量	
		補機監視機能	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	
水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)			

監視計器一覧 (3/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	判断基準	電源	M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器への注水流量	高圧炉心注水系(B)系統流量
		補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧(4/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.2.2.4 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1)原子炉隔離時冷却系による原子炉注水		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サプレッション・チェンバ・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器への注水量 原子炉隔離時冷却系系統流量
		補機監視機能 原子炉隔離時冷却系タービン軸受給油圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度 原子炉隔離時冷却系タービン反カップリング側軸受戻り油温度 原子炉隔離時冷却系タービンカップリング側軸受戻り油温度
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧 (5/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (2) 高圧炉心注水系による原子炉注水			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水系(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)系統流量
		補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位

表 1.2.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<p>高圧代替注水系弁</p>	<p>常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備</p> <p>AM用直流 125V</p>
	<p>原子炉隔離時冷却系弁</p>	<p>所内蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備</p> <p>直流 125V A系 直流 125V A-2系 AM用直流 125V</p>
	<p>ほう酸水注入系ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>MCC C系 MCC D系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用 A系電源 計測用 B系電源</p>

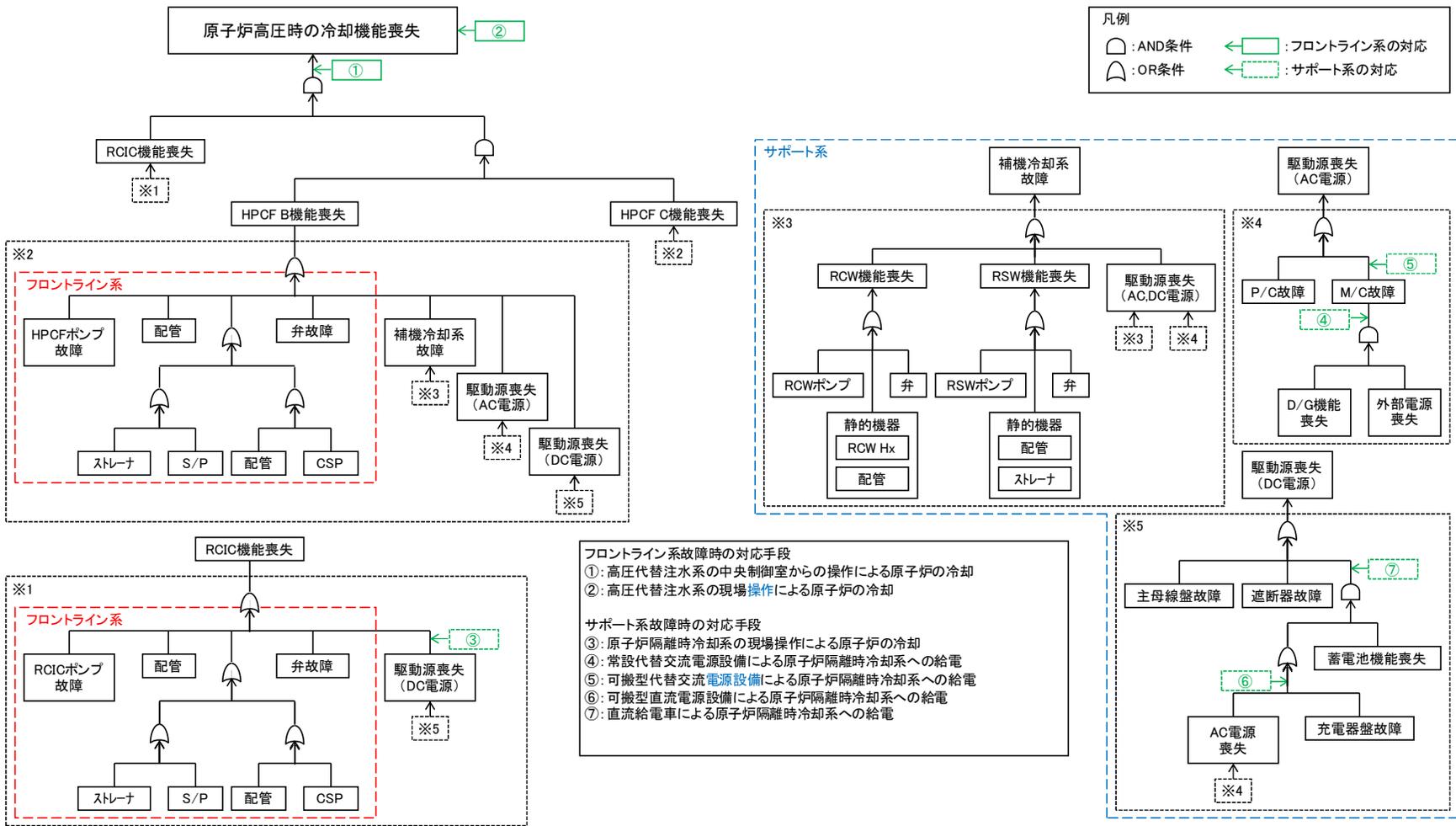


図 1.2.1 機能喪失原因対策分析

凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8		
高圧注水系機能喪失	HPCF B機能喪失	HPCFポンプB故障 弁故障								
		静的機器故障	配管							
				水源	CSP水源	CSP				
					S/P水源	S/P				
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ						
				弁						
			RSW機能喪失	静的機器故障	RCW Hx					
				配管						
			駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障						
				M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失					
		駆動源喪失 (DC電源)	主母線盤故障 遮断器故障							
				蓄電池機能喪失						
			直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	充電器盤故障	P/C故障				
				AC電源喪失	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
			HPCFポンプC故障 弁故障							
				静的機器故障	配管					
		水源				CSP水源	CSP			
			S/P水源			S/P				
	補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ							
			弁							
		RSW機能喪失	静的機器故障	RCW Hx						
			配管							
		駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障							
			M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失						
	駆動源喪失 (DC電源)	主母線盤故障 遮断器故障								
			蓄電池機能喪失							
		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	充電器盤故障	P/C故障					
			AC電源喪失	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失					
		RCICポンプ故障 弁故障								
			静的機器故障	配管						
	水源				CSP水源	CSP				
		S/P水源			S/P					
	駆動源喪失 (DC電源)	主母線盤故障 遮断器故障								
			蓄電池機能喪失							
		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	充電器盤故障	P/C故障					
			AC電源喪失	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失					

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

図 1.2.1 機能喪失原因対策分析(補足)



図 1.2.2 EOP 「水位確保」における対応フロー

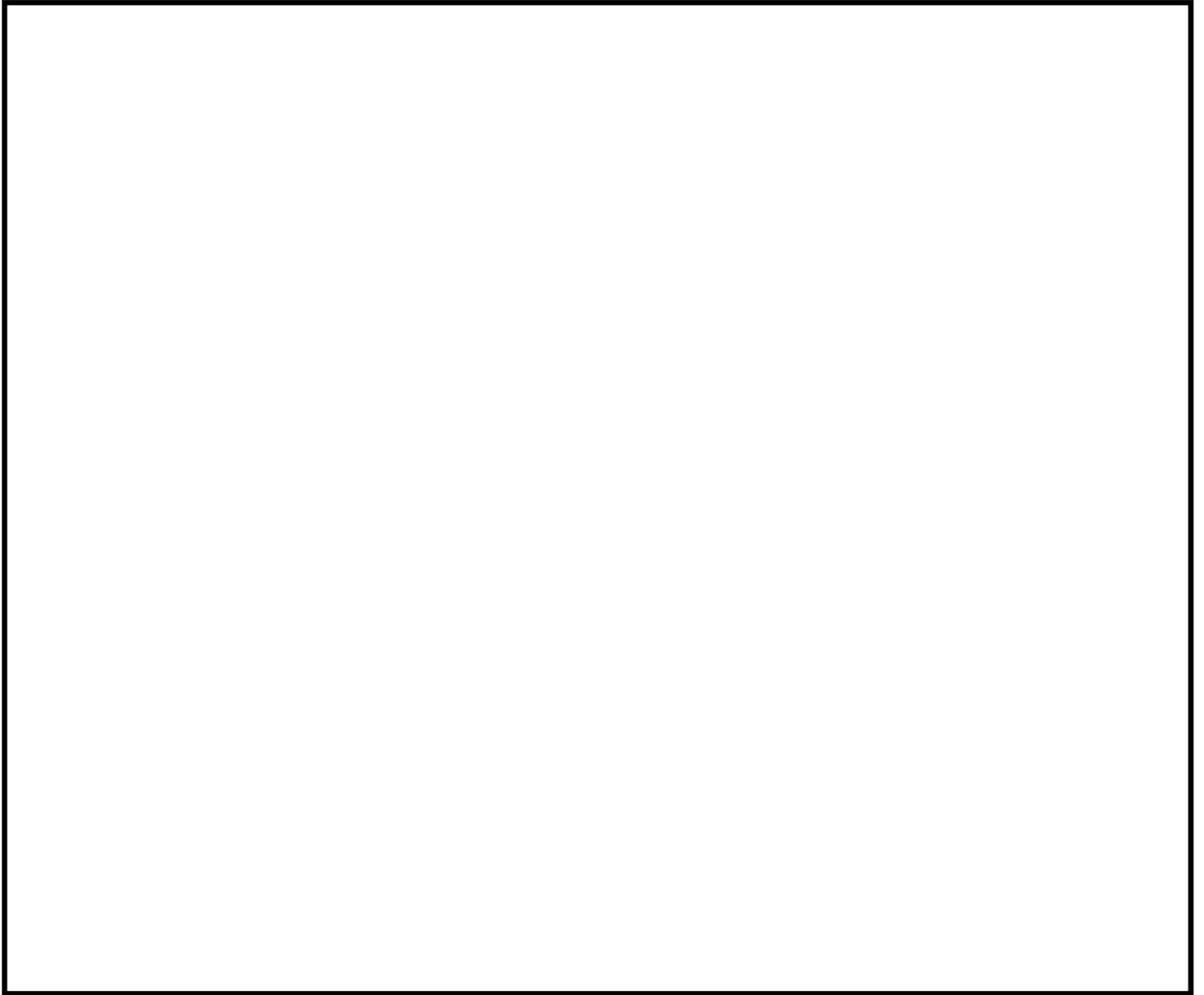
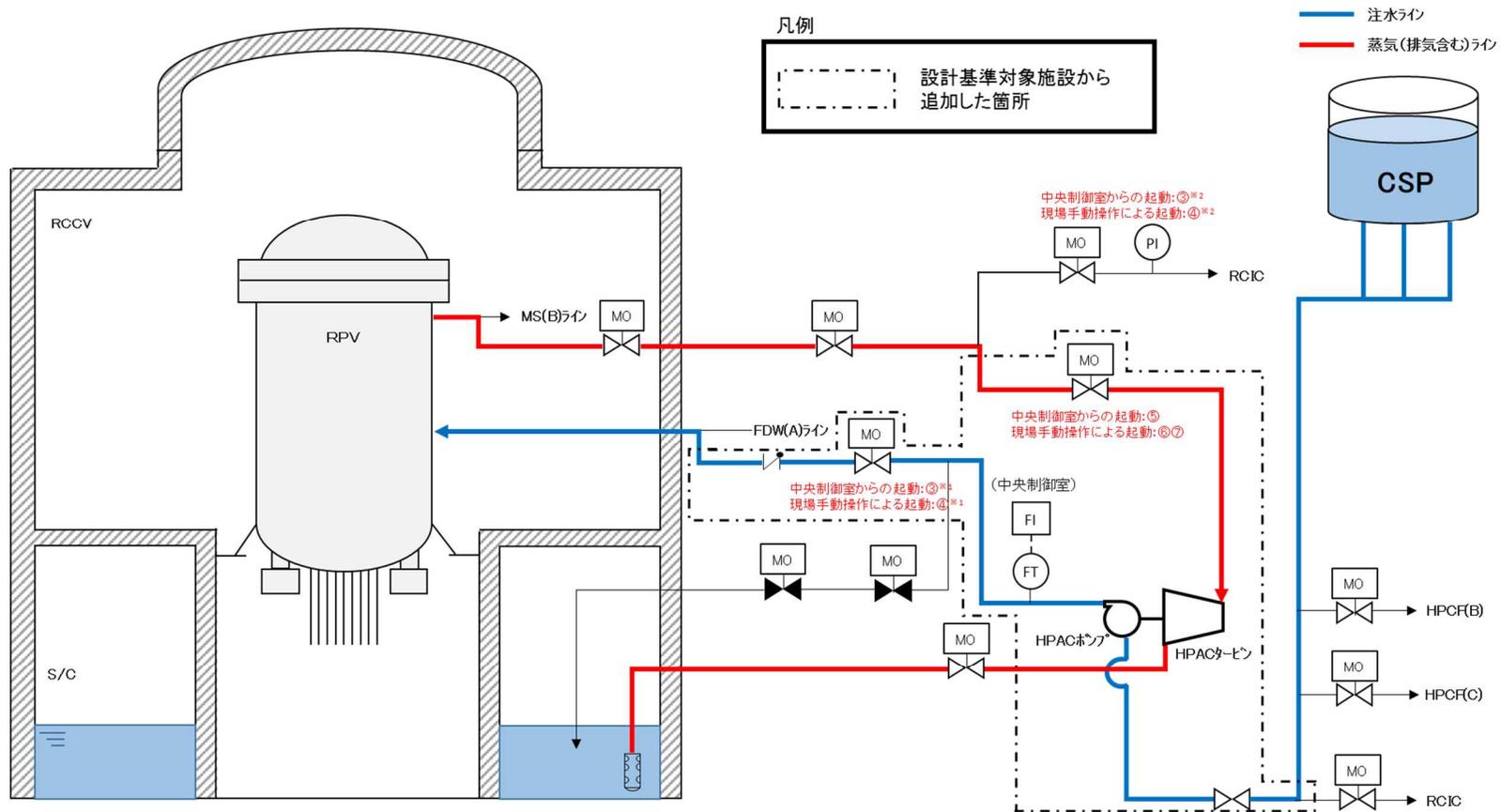


図 1.2.3 EOP 「水位回復」における対応フロー



操作手順	弁名称
中央制御室からの起動: ③※ <sup>1</sup>	高圧代替注水系注入弁
現場手動操作による起動: ④※ <sup>1</sup>	
中央制御室からの起動: ③※ <sup>2</sup>	原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁
現場手動操作による起動: ④※ <sup>2</sup>	
中央制御室からの起動: ⑤	高圧代替注水系タービン止め弁
現場手動操作による起動: ⑥⑦	

図 1.2.4 中央制御室からの高圧代替注水系起動，現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図



図 1.2.5 中央制御室からの高圧代替注水系起動 タイムチャート

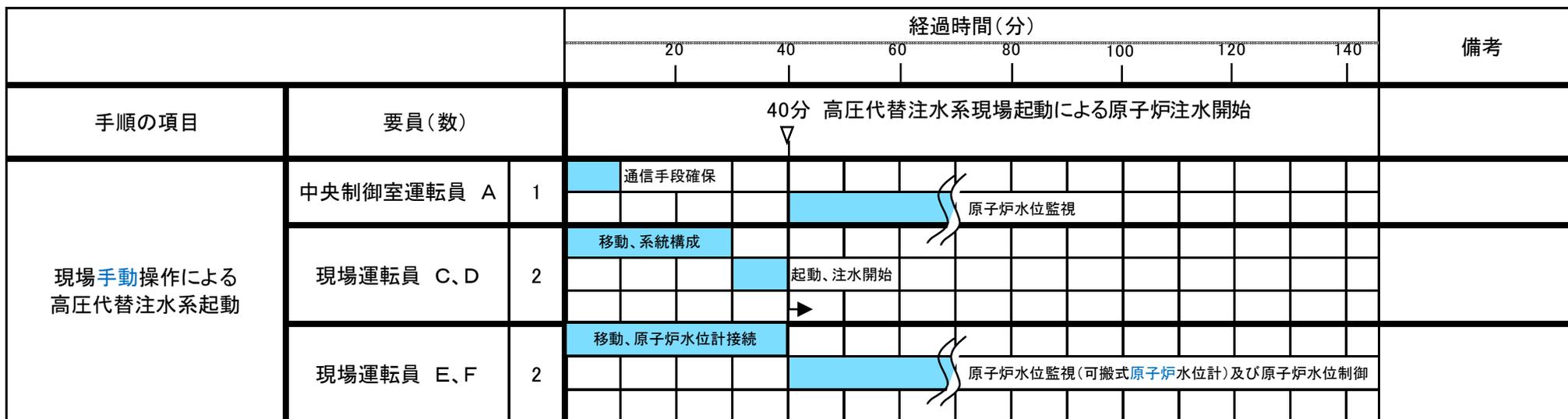
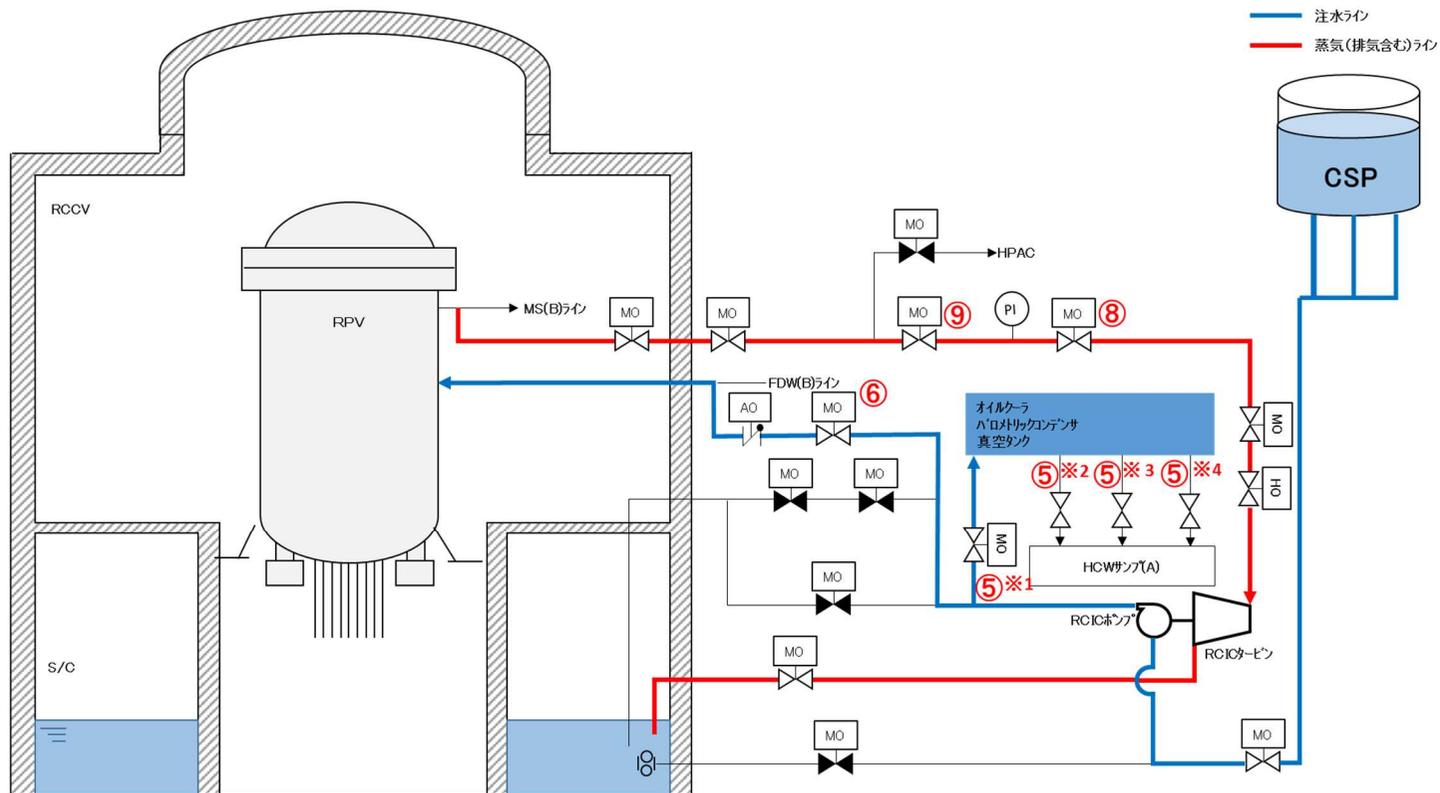


図 1.2.6 現場**手動**操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁
⑤※2	原子炉隔離時冷却系 真空タンク外レン弁
⑤※3	原子炉隔離時冷却系 真空タンク水位検出配管レン弁
⑤※4	原子炉隔離時冷却系 セパレー外レン弁
⑥	原子炉隔離時冷却系 注入弁
⑧	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁
⑨	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁

図 1.2.7 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図

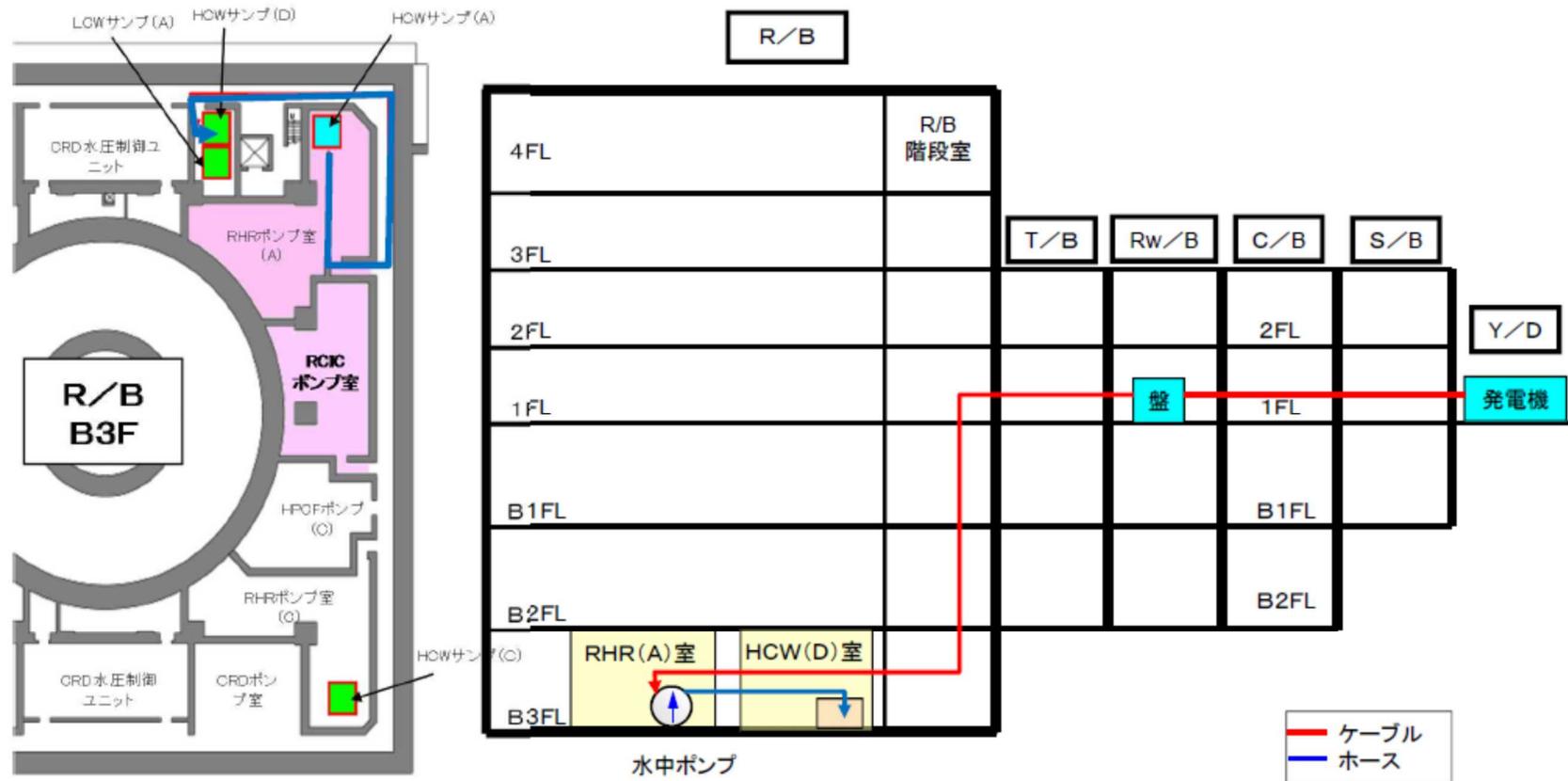


図 1.2.8 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動に伴う排水処理 概要図

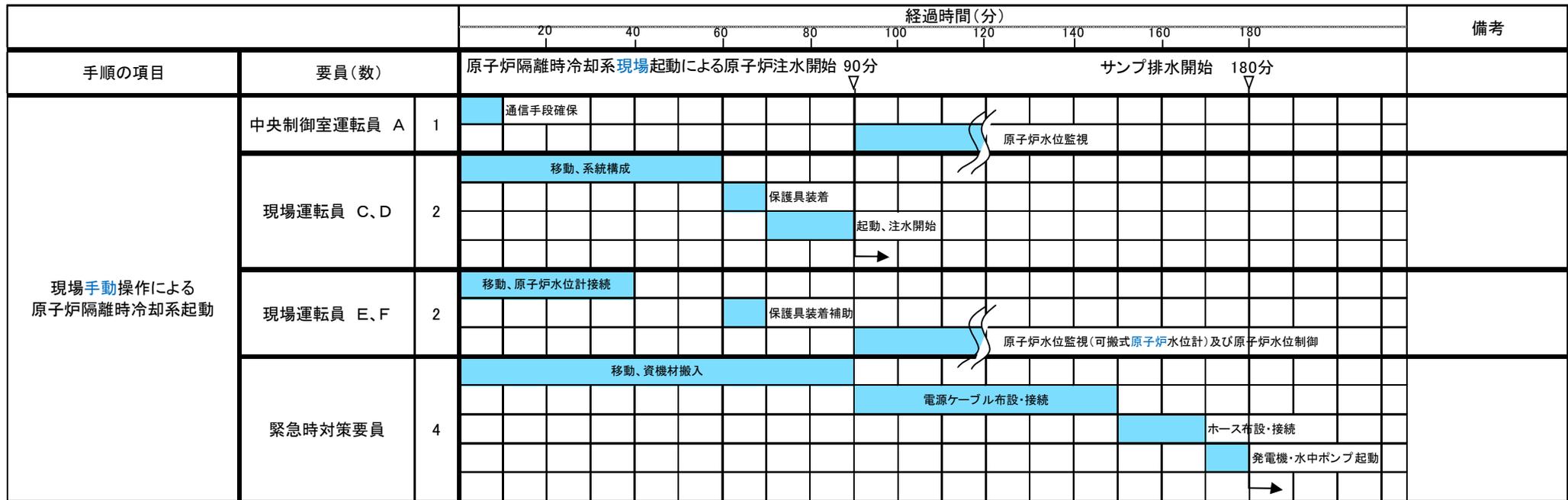
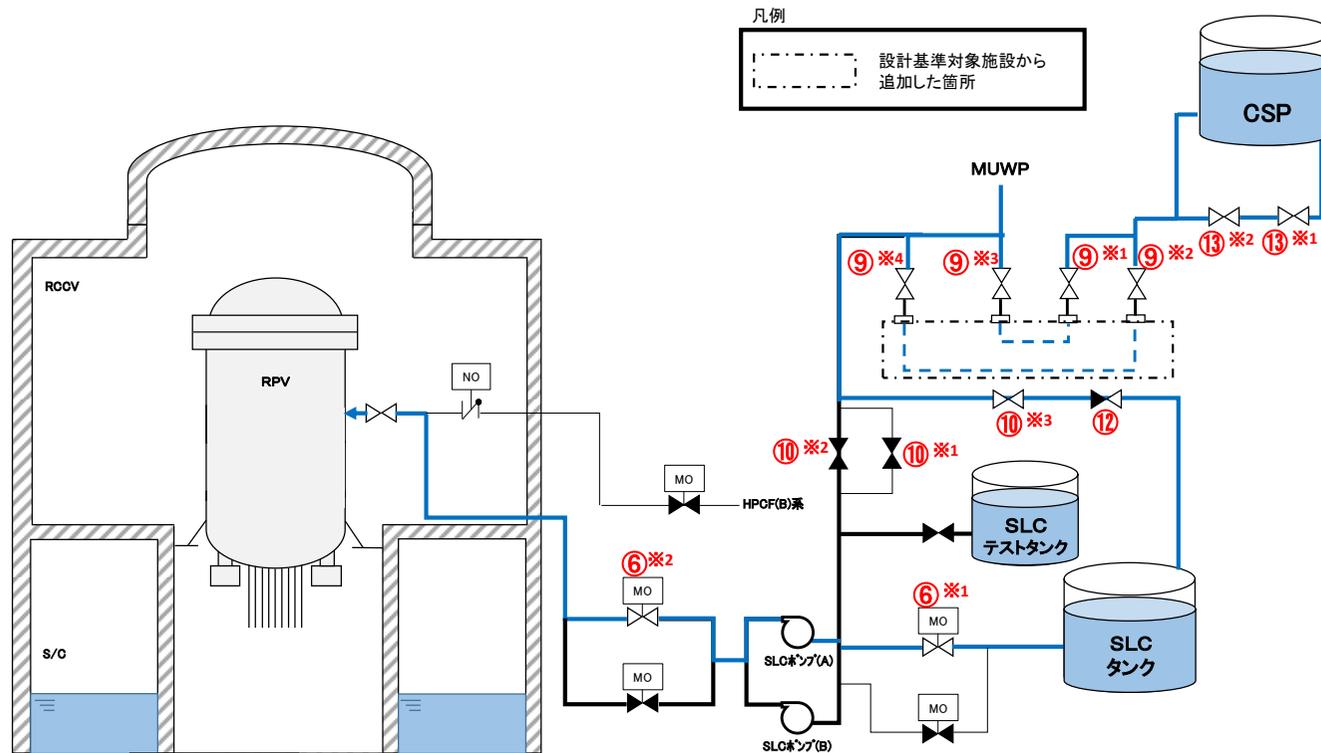
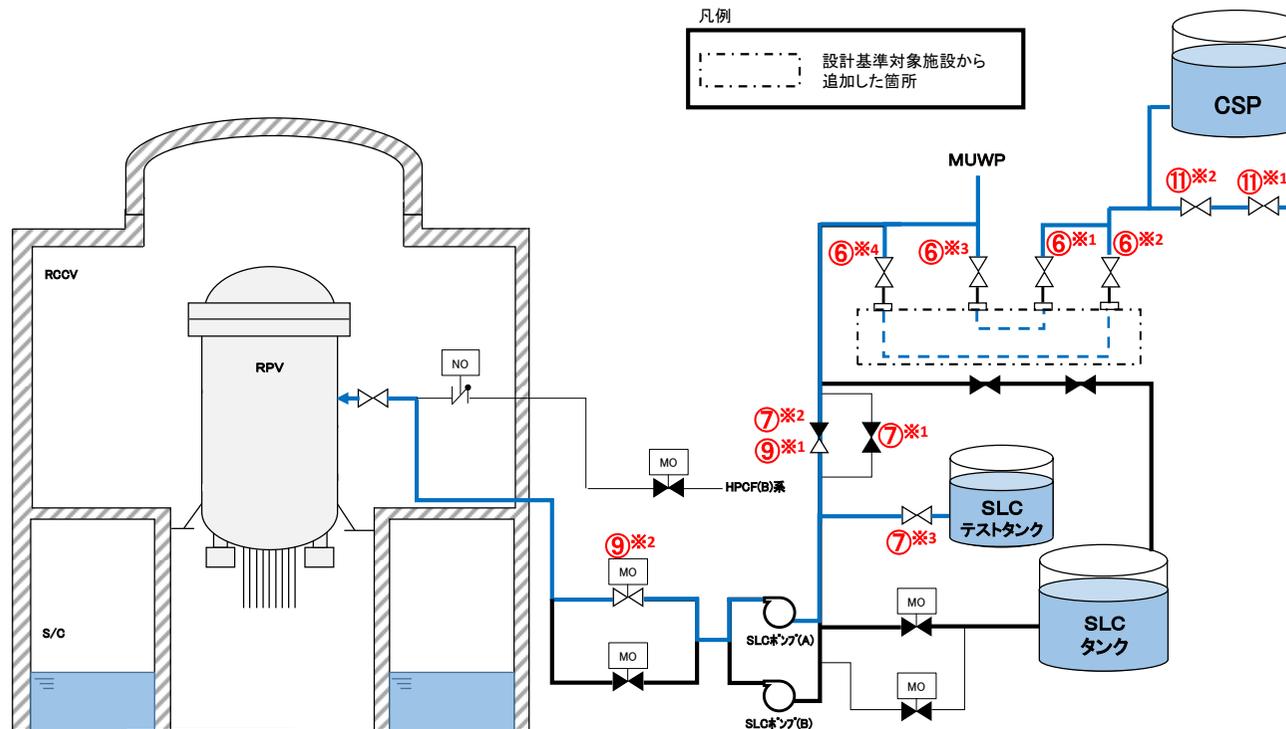


図 1.2.9 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑨※1	復水補給水系積算計出口レン弁
⑨※2	復水補給水系積算計出口ベントライン接続口止め弁
⑨※3	純水補給水系 ほう酸水注入系ポンプエリア床除染用ホースコネクション止め弁
⑨※4	純水補給水系 MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁
⑩※1	ほう酸水注入系封水供給弁
⑩※2	ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁
⑩※3	ほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク補給水元弁
⑥※1	ほう酸水注入系ポンプ吸込弁(A)
⑥※2	ほう酸水注入系ほう酸水注入弁(A)
⑫	ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁
⑬※1	復水補給水系 常/非常用連絡管一次止め弁
⑬※2	復水補給水系 常/非常用連絡管二次止め弁

図 1.2.10 ほう酸水注入系による原子炉注水(ほう酸水注入系貯蔵タンク使用) 概要図(1/2)



操作手順	弁名称
⑥*1	復水補給水系積算計出口ドレン弁
⑥*2	復水補給水系積算計出口ベントライン接続口止め弁
⑥*3	純水補給水系 ほう酸水注入系ホップエリア床除染用ホースコネクション止め弁
⑥*4	純水補給水系 MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁
⑦*1	ほう酸水注入系封水供給弁
⑦*2⑨*1	ほう酸水注入系テストタンク純水供給弁
⑦*3	ほう酸水注入系テストタンク出口弁
⑨*2	ほう酸水注入系ほう酸水注入弁(A)
⑪*1	復水補給水系 常/非常用連絡管一次止め弁
⑪*2	復水補給水系 常/非常用連絡管二次止め弁

図 1.2.10 ほう酸水注入系による原子炉注水(ほう酸水注入系テストタンク使用) 概要図(2/2)

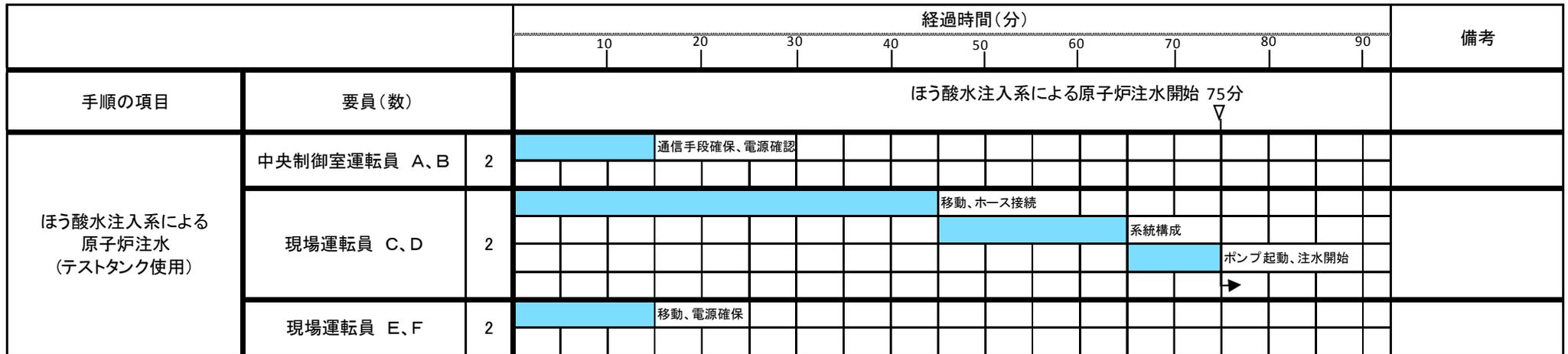


図 1.2.11 ほう酸水注入系による原子炉注水 タイムチャート

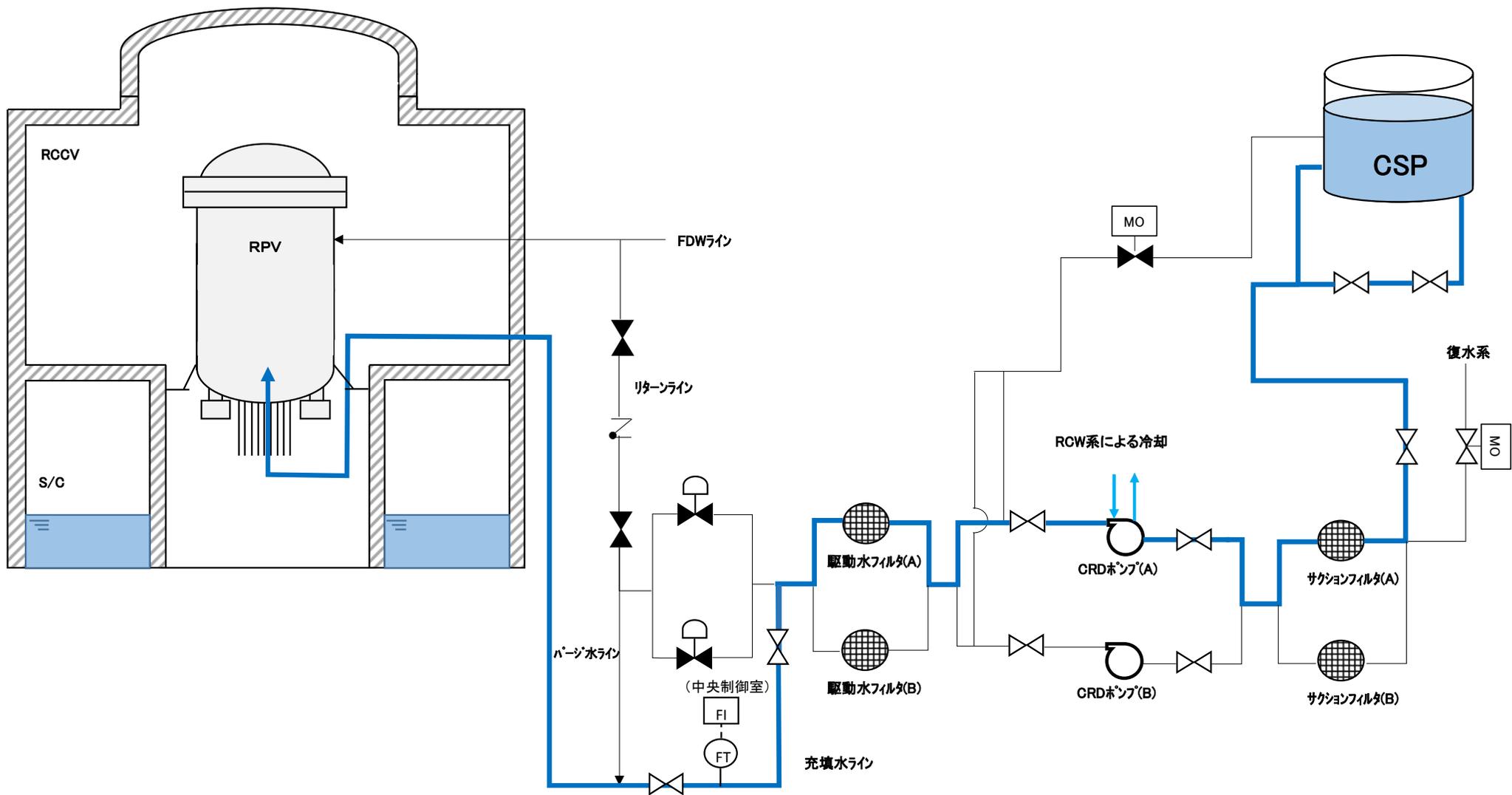
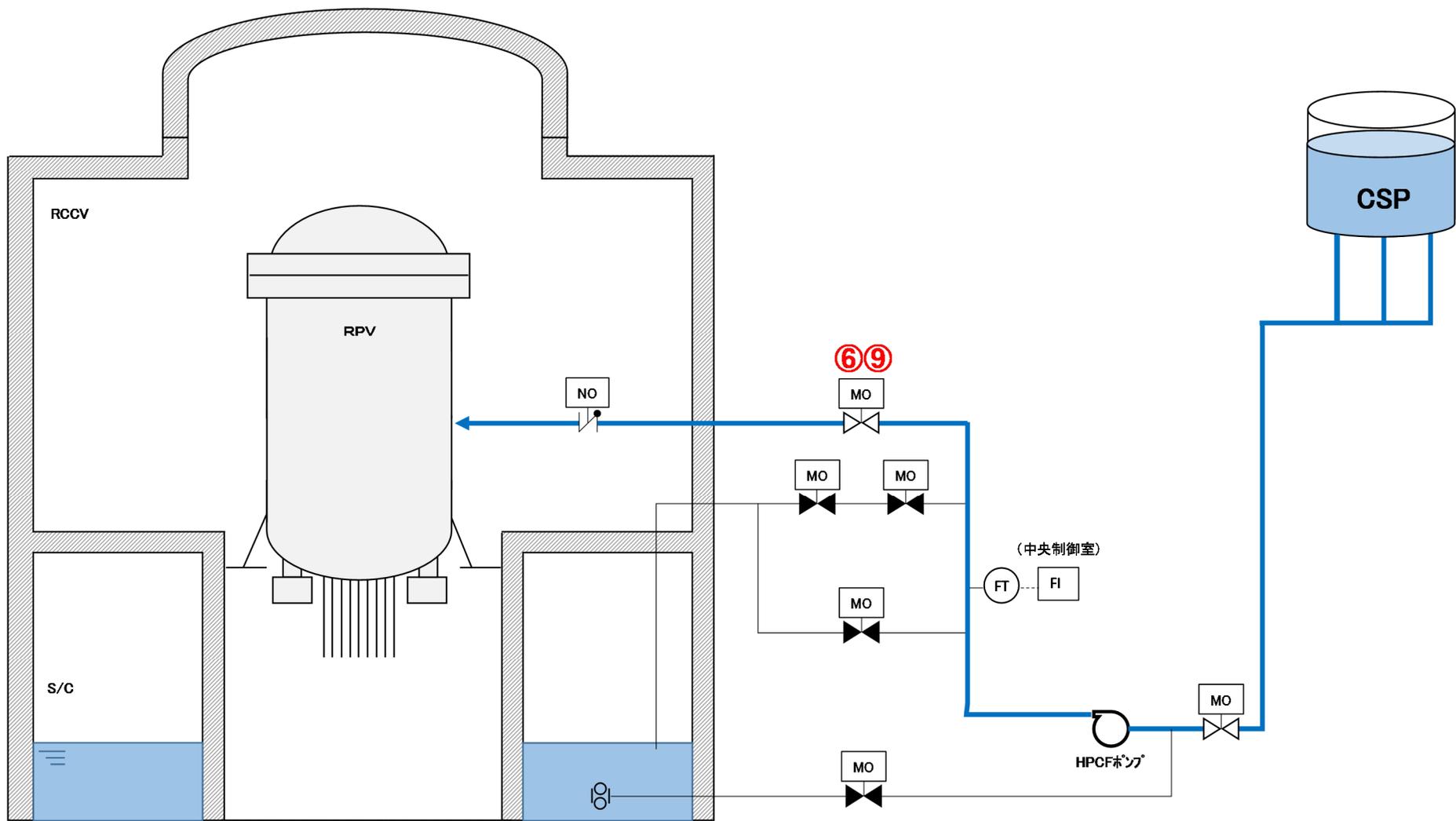


図 1. 2. 12 制御棒駆動系による原子炉注水 概要図

		経過時間(分)											備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	20分 制御棒駆動系による原子炉注水 ▽													
制御棒駆動系による 原子炉注水	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認												
			冷却水確保確認												
			ポンプ起動、注水開始												
			→												

図 1.2.13 制御棒駆動系による原子炉注水 タイムチャート

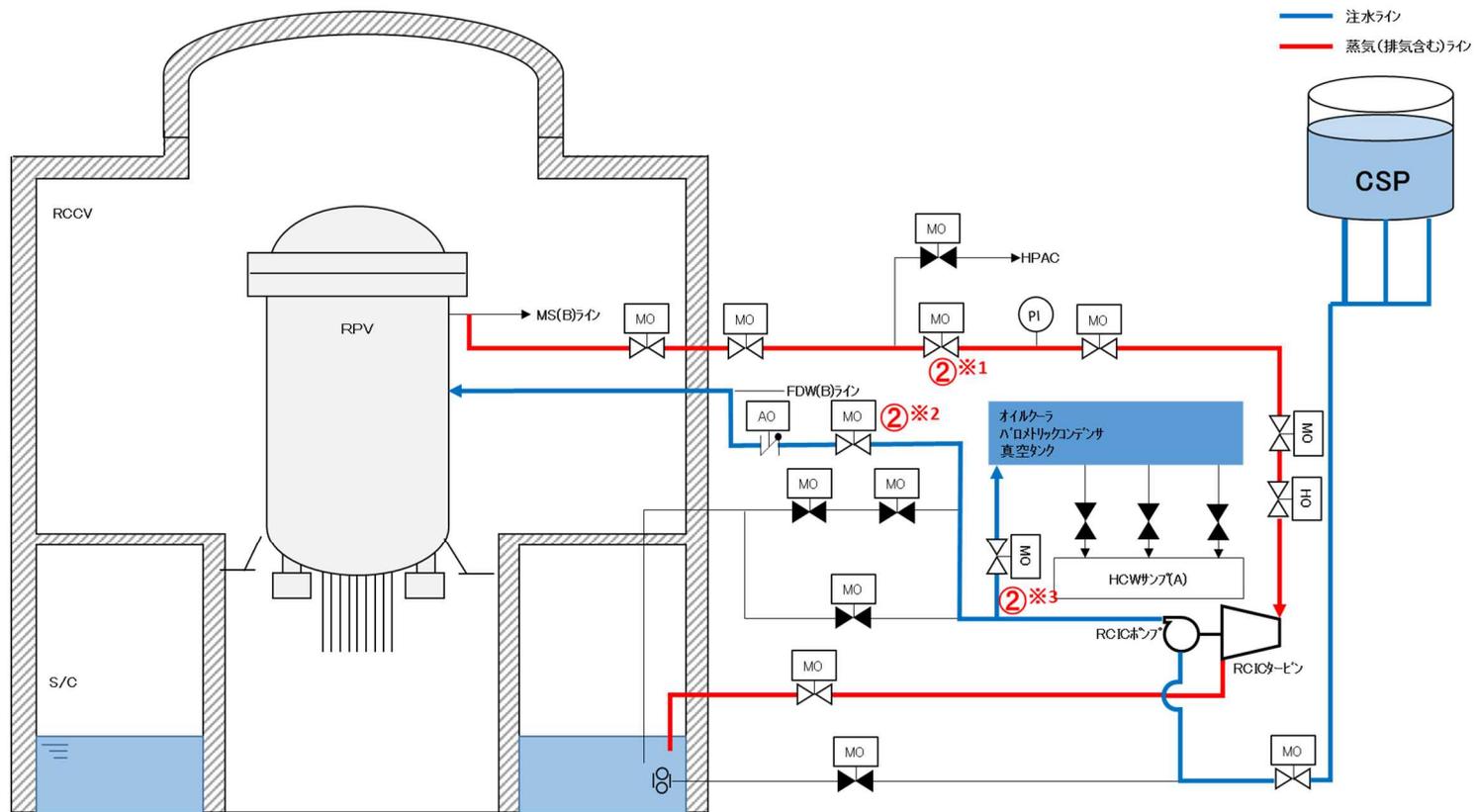


操作手順	弁名称
⑥⑨	高压炉心注水系注入隔離弁(B)

図 1. 2. 14 高压炉心注水系緊急注水 概要図

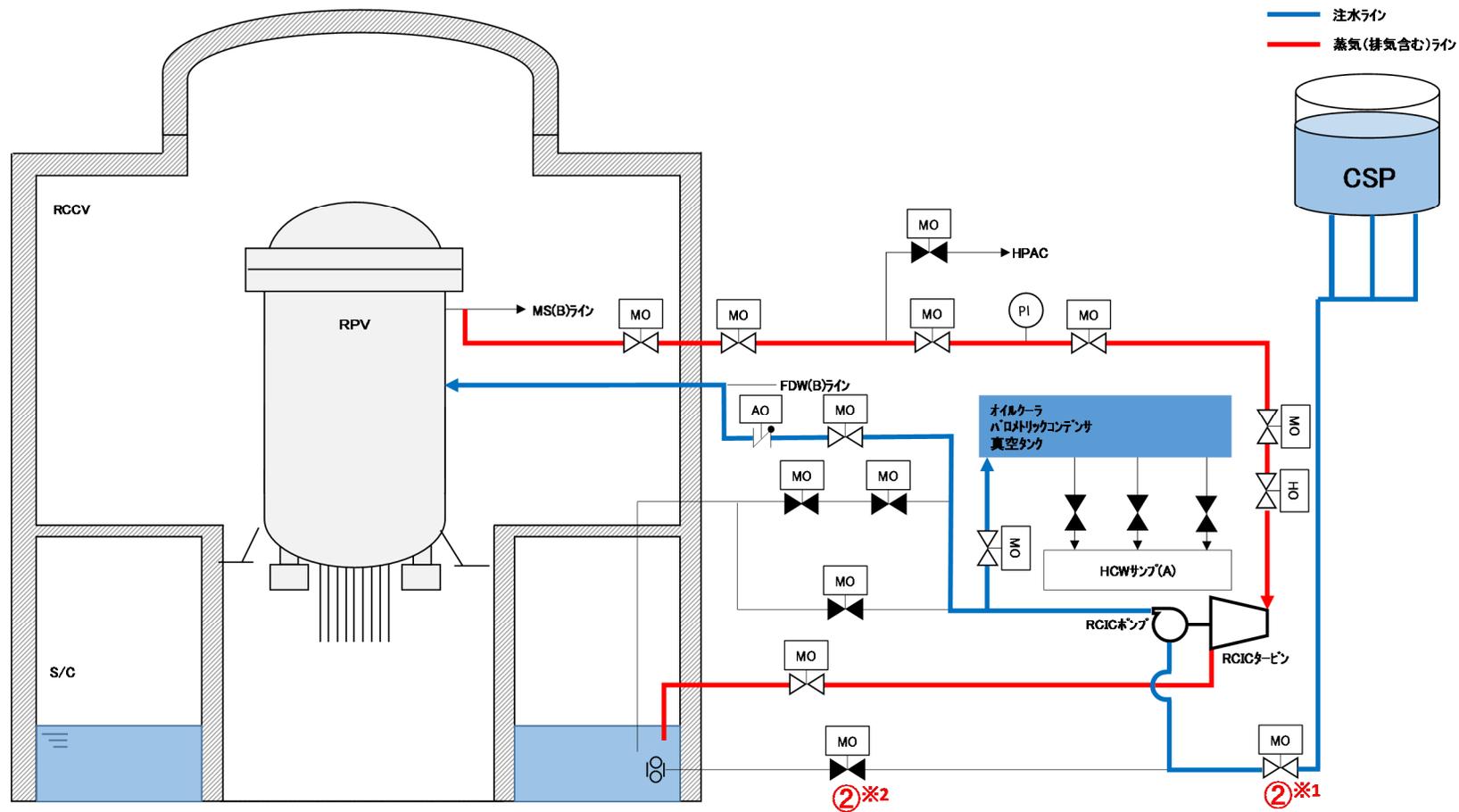
			経過時間(分)												備考				
			10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)		高圧炉心注水系による 25分 原子炉への緊急注水開始 ▽																
			50分 高圧炉心注水系ポンプ停止 ▽																
高圧炉心注水系緊急注水	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																
			系統構成																
			ポンプ起動																
			注水開始																
			ポンプ停止																

図 1.2.15 高圧炉心注水系緊急注水 タイムチャート



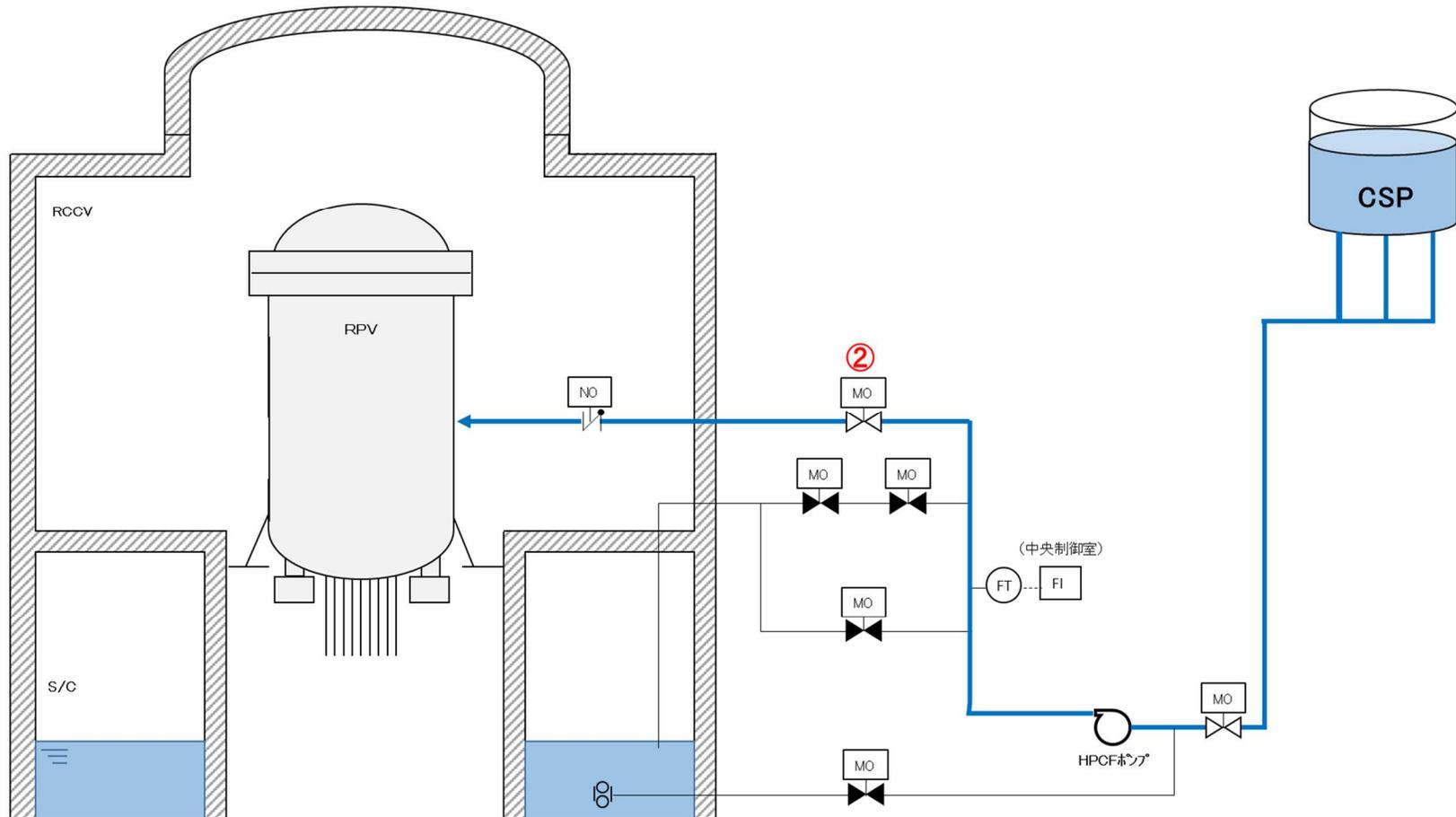
操作手順	弁名称
②※1	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁
②※2	原子炉隔離時冷却系注入弁
②※3	原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁

図 1.2.16 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図 (1/2)  
(原子炉隔離時冷却系による原子炉注水)



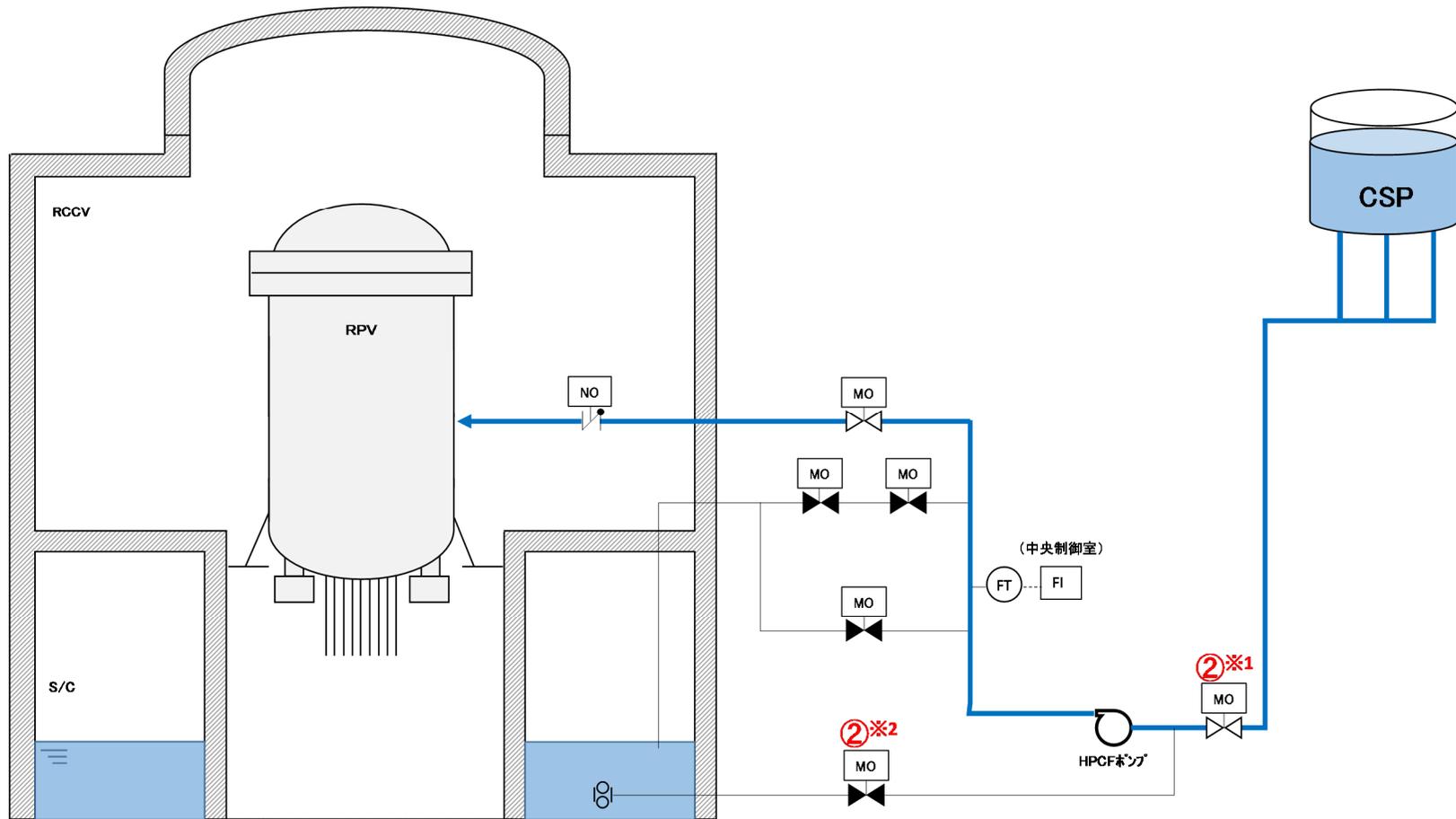
操作手順	弁名称
②※1	CSP側吸込隔離弁
②※2	S/C側吸込隔離弁

図 1.2.16 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図 (2/2)  
 (原子炉隔離時冷却系の水源地切替 (サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽))



操作手順	弁名称
②	高圧炉心注水系注入隔離弁

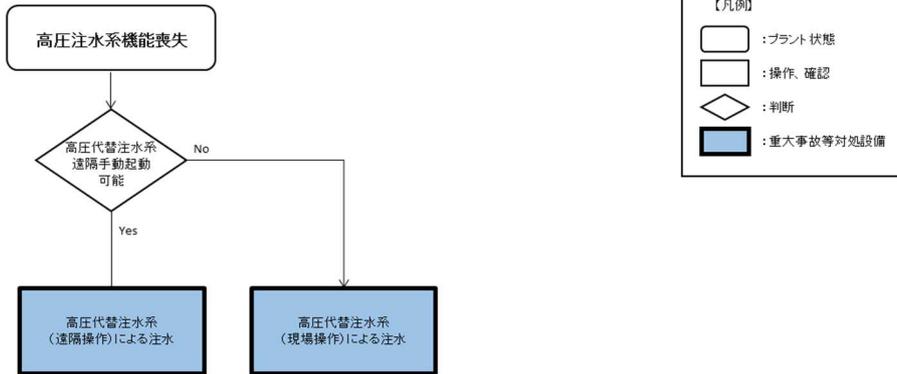
図 1. 2. 17 高圧炉心注水系による原子炉注水 概要図 (1/2)  
(高圧炉心注水系による原子炉注水)



操作手順	弁名称
②※1	CSP側吸込隔離弁
②※2	S/C側吸込隔離弁

図 1. 2. 17 高圧炉心注水系による原子炉注水 概要図 (2/2)  
 (高圧炉心注水系の水源切替え (サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽))

(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

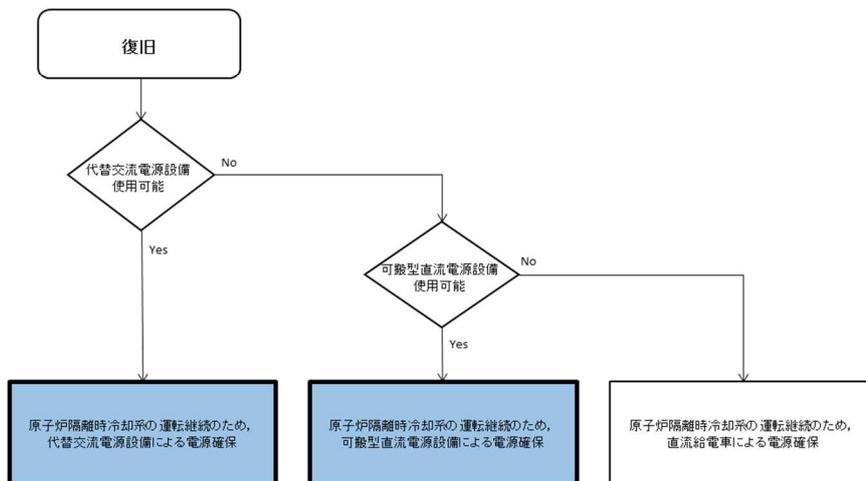
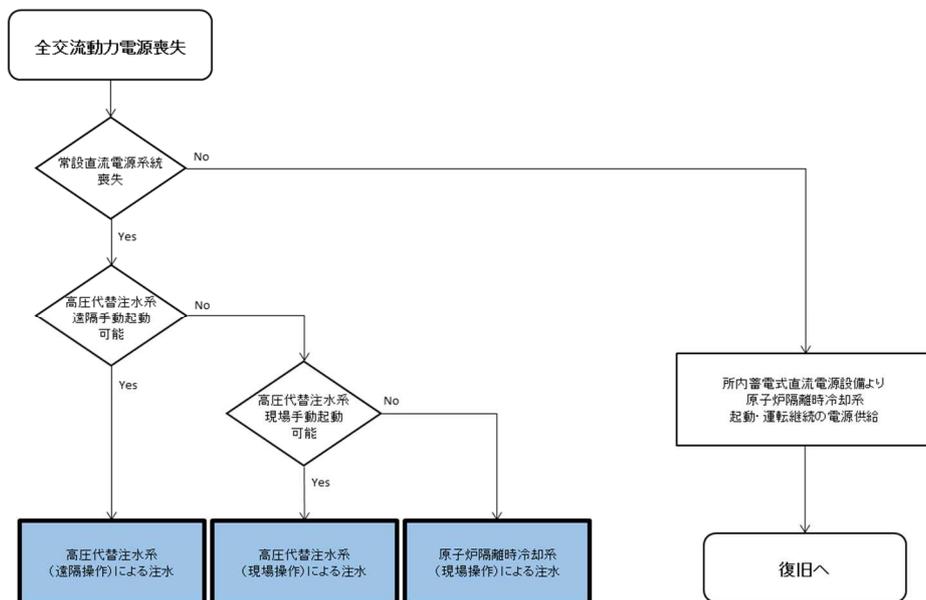


図 1.2.18 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択

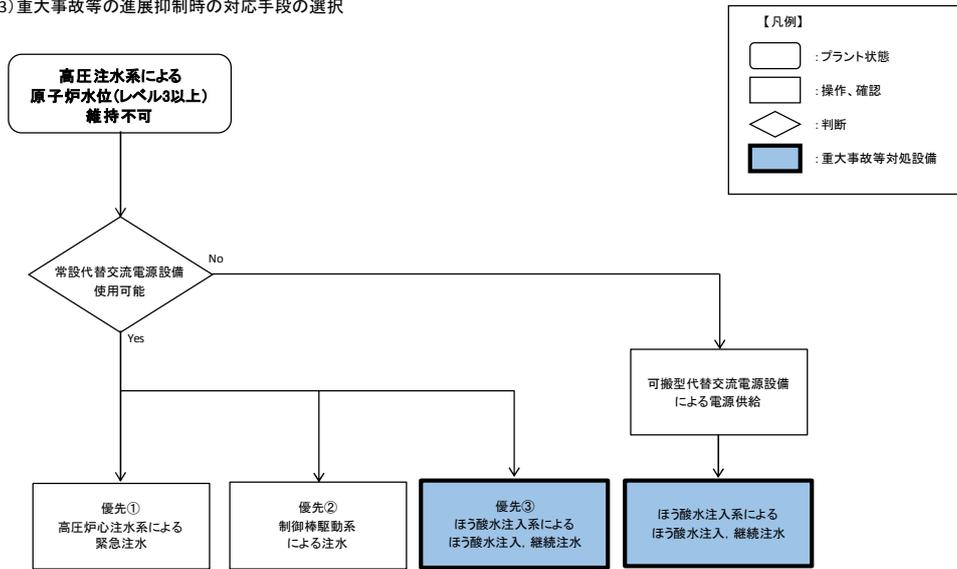


図 1. 2. 18 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/6)

技術的能力審査基準 (1.2)	番号	設置許可基準規則 (45条)	技術基準規則 (60条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第60条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	⑩
<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	—	<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	—
<p>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	③	<p>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	⑪
<p>c) 監視及び制御 i) 原子炉水位(BWR及びPWR)及び蒸気発生器水位(PWRの場合)を推定する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p>	④			
<p>ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p>	⑤			
<p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p>	⑥			
<p>(2) 復旧 a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水(循環を含む。)すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(BWRの場合)</p>	⑦			
<p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(PWRの場合)</p>	—			
<p>(3) 重大事故等の進展抑制 a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系(SLCS)又は制御棒駆動機構(CRD)等から注水する手順等を整備すること。(BWRの場合)</p>	⑧			

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/6)

: 重大事故等対処設備     
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵槽	既設							
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ	既設							
	復水補給水系配管・弁	既設							
	高圧炉心注水系配管・弁	既設							
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	直流125V蓄電池A	既設							
	直流125V充電器A	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
高圧炉心注水系による原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵槽	既設							
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ	既設							
	復水補給水系配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	非常用交流電源設備	既設							

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

: 重大事故等対処設備
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧代替注水系の中央制御室からの 操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵槽	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	復水補給水系配管・弁	既設							
	高圧炉心注水系配管・弁	既設							
	残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ)	既設							
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設							
	原子炉压力容器	既設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
可搬型代替交流電源設備	新設								
可搬型直流電源設備	新設								
高圧代替注水系の現場操作	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵槽	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	復水補給水系配管・弁	既設							
	高圧炉心注水系配管・弁	既設							
	残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ)	既設							
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設							
原子炉压力容器	既設								
原子炉隔離時冷却系の現場操作	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵槽	既設							
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設							
	復水補給水系配管・弁	既設							
	高圧炉心注水系配管・弁	既設							
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設							
原子炉压力容器	既設								

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/6)

: 重大事故等対処設備     
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策							
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考		
原子炉 代替交流電源 隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	-							
	復水貯蔵槽	既設									
	サブプレッション・チェンバ	既設									
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設									
	主蒸気系配管・弁	既設									
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設									
	復水補給水系配管・弁	既設									
	高圧炉心注水系配管・弁	既設									
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設									
	原子炉圧力容器	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									
原子炉 可搬型直流電源 隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	12時間 ※1	6名 ※1	自主対策とする理由は本文参照		
	復水貯蔵槽	既設			復水貯蔵槽	常設					
	サブプレッション・チェンバ	既設			サブプレッション・チェンバ	常設					
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設			原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	常設					
	主蒸気系配管・弁	既設			主蒸気系配管・弁	常設					
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設			原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	常設					
	復水補給水系配管・弁	既設			復水補給水系配管・弁	常設					
	高圧炉心注水系配管・弁	既設			高圧炉心注水系配管・弁	常設					
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設			給水系配管・弁・スパーージャ	常設					
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設					
	可搬型直流電源設備	新設			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備	可搬					

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/6)

: 重大事故等対処設備
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧代替注水系 の監視計器 (中央制御室起動時)	原子炉水位 (狭帯域)	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-	-	-	-
	原子炉水位 (広帯域)	既設							
	原子炉水位 (燃料域)	既設							
	原子炉水位 (SA)	新設							
	原子炉圧力	既設							
	原子炉圧力 (SA)	新設							
	高圧代替注水系系統流量	新設							
	復水貯蔵槽水位	既設							
	復水貯蔵槽水位 (SA)	新設							
高圧代替注水系 の監視計器 (現場起動時)	原子炉水位 (狭帯域)	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-	-	-	-
	原子炉水位 (広帯域)	既設							
	原子炉水位 (燃料域)	既設							
	原子炉水位 (SA)	新設							
	可搬式原子炉水位計	新設							
	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	新設							
	高圧代替注水系タービン入口圧力	新設							
	高圧代替注水系タービン排気圧力	新設							
	高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	新設							
原子炉隔離時 の監視計器 (現場起動時)	原子炉水位 (狭帯域)	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-	-	-	-
	原子炉水位 (広帯域)	既設							
	原子炉水位 (燃料域)	既設							
	原子炉水位 (SA)	新設							
	可搬式原子炉水位計	新設							
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	既設							
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	既設							
	可搬型回転計	新設							

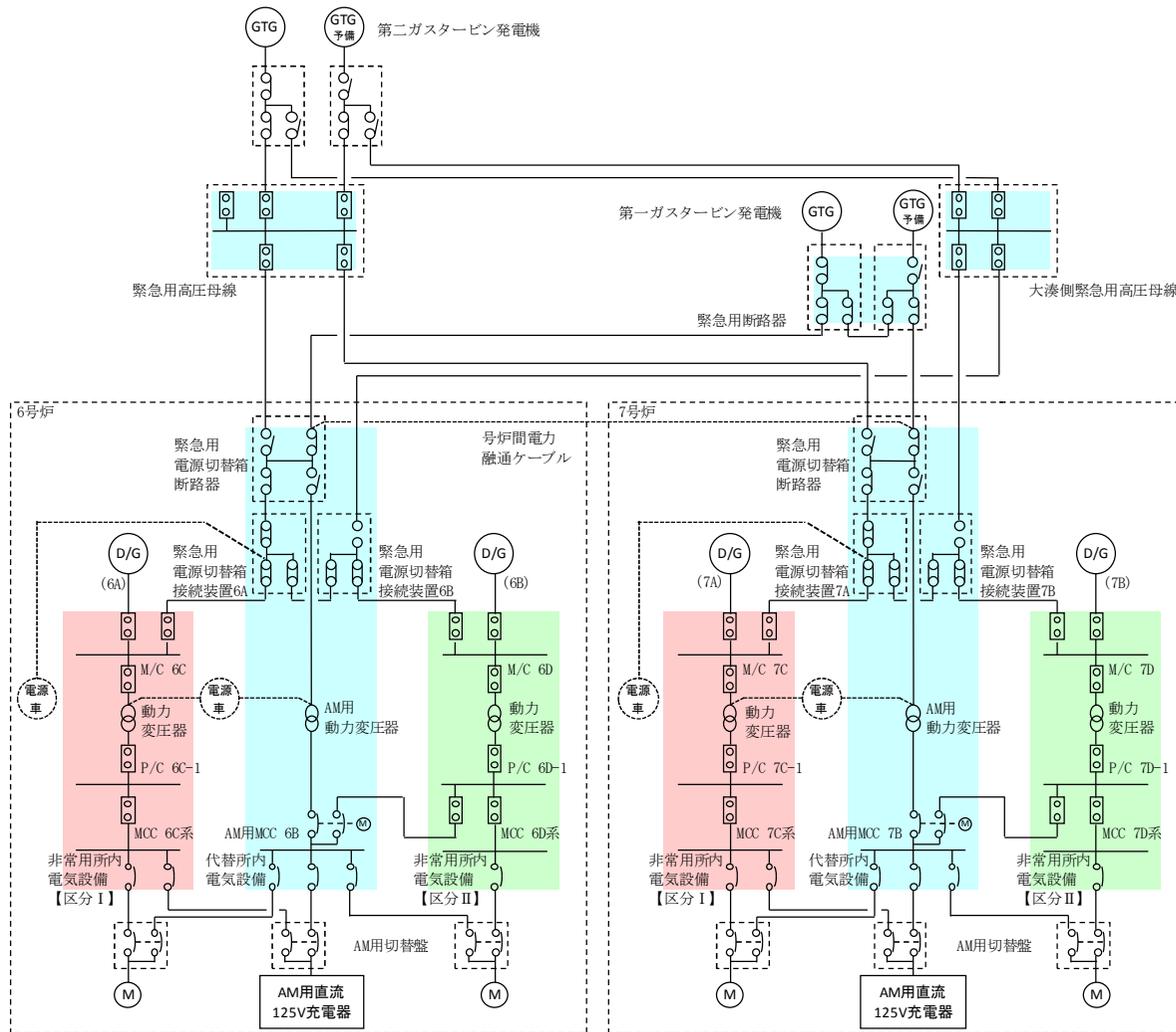
※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

# 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/6)

: 重大事故等対処設備
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入)	ほう酸水注入系ポンプ	既設	① ⑧ ⑨	ほう酸水注入系による進展抑制(継続注水)	ほう酸水注入系ポンプ	常設	(原子炉への継続注水準備) 65分	(原子炉への継続注水準備) 2名	自主対策とする理由は本文参照
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設			ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設			
	ほう酸水注入系配管・弁	既設			ほう酸水注入系テストタンク	常設			
	高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ	既設			ほう酸水注入系配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			復水補給水系	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			消火系	常設			
					純水補給水系	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	可搬			

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。



※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

【凡例】	
	: ガスタービン発電機
	: 非常用ディーゼル発電機
	: 遮断器
	: 断路器
	: 配線用遮断器
	: 接続装置
	: 電動切替装置
	: 切替装置

【略語】	
D/G	: 非常用ディーゼル発電機
M/C	: メタルラット開閉装置
P/C	: パワーセンタ
MCC	: モータ・コントロール・センタ

図1 対応手順として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

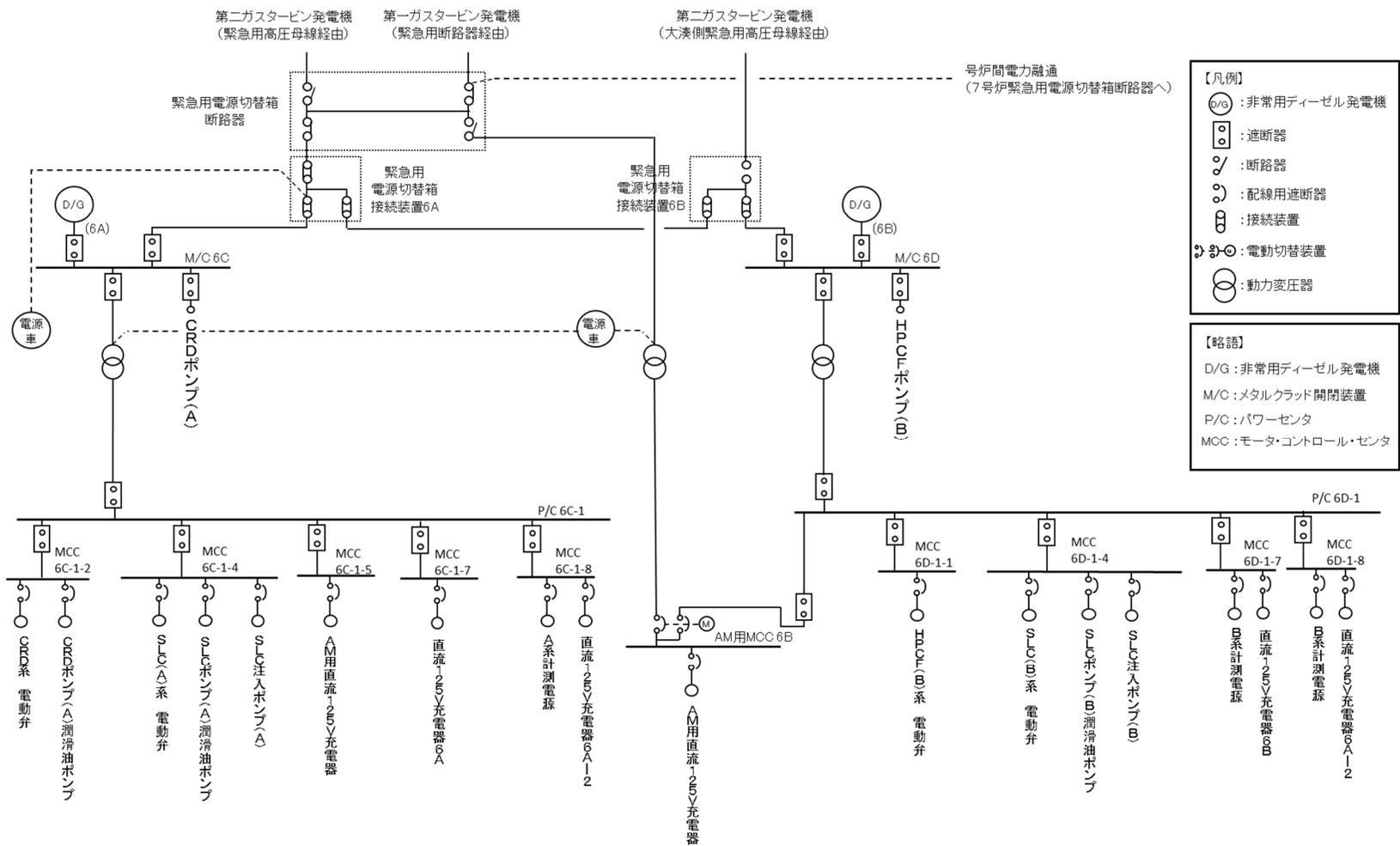


図2 対応手順として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

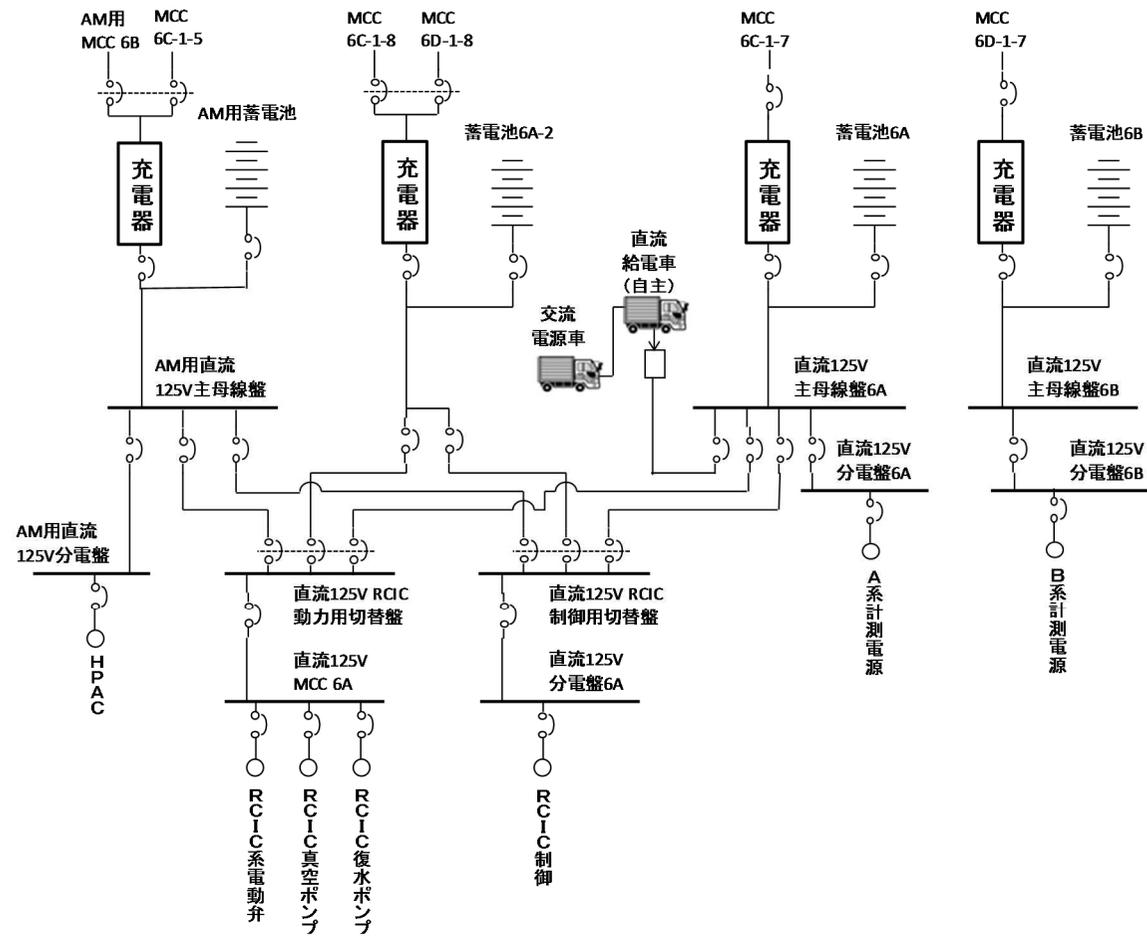


図3 対応手順として選定した設備の電源構成図(6号炉 直流電源)

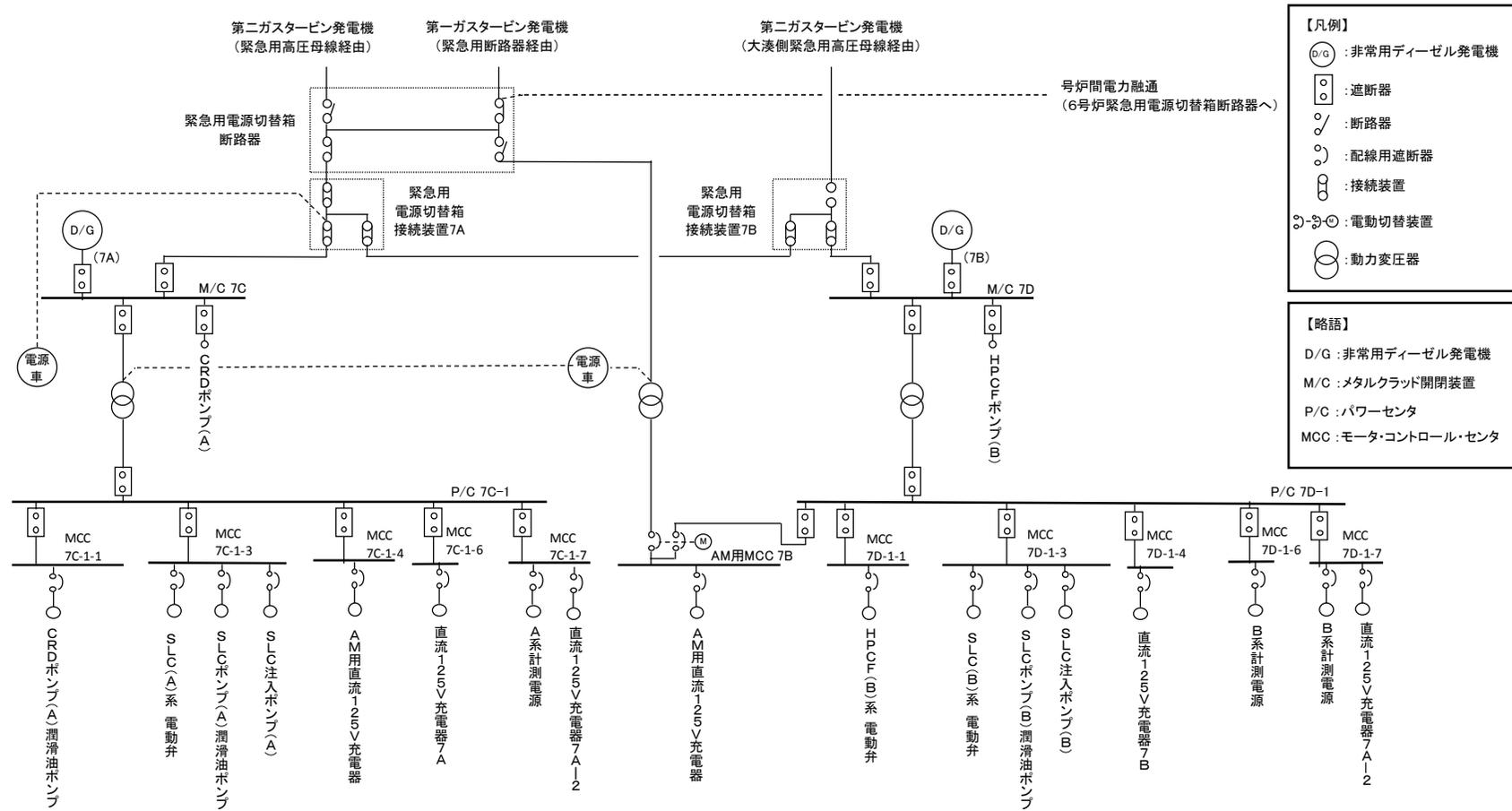


図4 対応手順として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

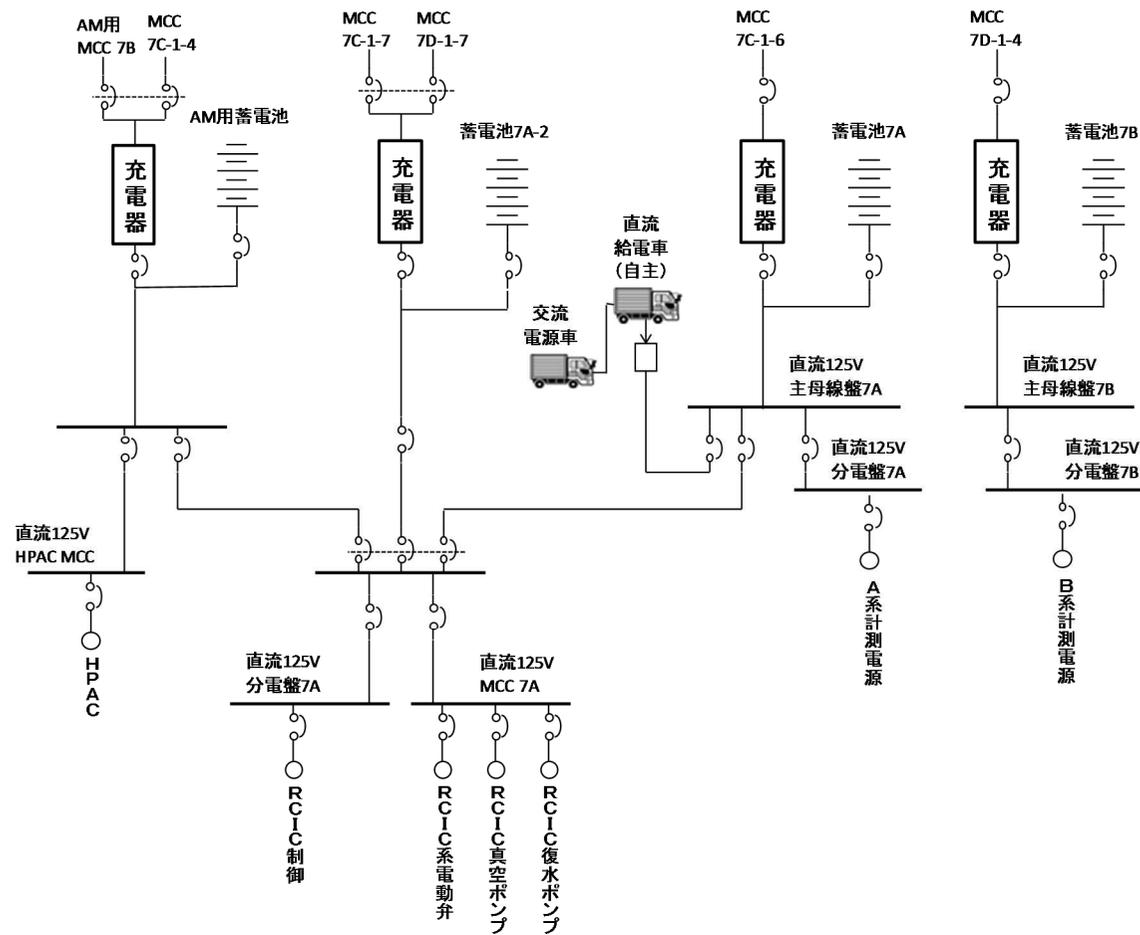


図5 対応手順として選定した設備の電源構成図(7号炉 直流電源)

## 重大事故対策の成立性

## 1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

## (1) 高圧代替注水系現場起動

## a. 操作概要

高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での**人力による**弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉注水を実施する。

## b. 作業場所(7号炉の例)

原子炉建屋 地上1階，地下1階，地下2階(管理区域)

## c. 必要要員数及び操作時間

高圧代替注水系現場起動に必要な要員数(5名)，所要時間(40分)のうち，高圧代替注水系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 40分(実績時間: 35分)

(実績時間は、原子炉建屋地下3階の可搬式原子炉水位計使用時の実績時間である。原子炉建屋地上1階の可搬式原子炉水位計は設置工事のため実績時間なし。)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備)のうち，使用可能な設備により，中央制

御室に連絡する。



系統構成



高圧代替注水系  
起動操作

## 2. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

### (1) 原子炉隔離時冷却系現場起動

#### a. 操作概要

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、かつ現場での**人力による弁**の操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での**人力による弁**の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉注水を実施する。

#### b. 作業場所(7号炉の例)

原子炉建屋 **地上** 1階, 地下 1階, 地下 3階(管理区域)

#### c. 必要要員数及び操作時間

原子炉隔離時冷却系現場起動に必要な要員数(5名)、所要時間(90分)のうち、原子炉隔離時冷却系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員 2名)

所要時間目安: 90分(実績時間: 80分)

(実績時間は、原子炉建屋地下 3階の可搬式原子炉水位計使用時の実績時間である。原子炉建屋地下 1階の可搬式原子炉水位計は設置工事のため実績時間なし。)

#### d. 操作の成立性について

作業環境: **バッテリー内蔵型 LED 照明**を作業エリアに配備しており、**建屋内常用照明消灯時**における作業性を確保している。また、**懐中電灯をバックアップ**として携行している。

直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングラウンド部より蒸気が漏えいすることから、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後**速**やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系ポンプ室入室時の蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)を確実に装着することにより本操作が可能である。

移動経路: **バッテリー内蔵型 LED 照明**をアクセスルート上に配備してお

り近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



原子炉隔離時冷却系  
起動操作



回転数確認



原子炉水位確認

## (2) 原子炉隔離時冷却系現場起動(排水処理)

### a. 操作概要

「原子炉隔離時冷却系現場起動」に伴い発生する排水により原子炉隔離時冷却系ポンプ本体が水没する前に、排水を移送する。

### b. 作業場所

サービス建屋 屋外  
廃棄物処理建屋 地上1階(管理区域)  
原子炉建屋 地下3階(管理区域)

### c. 必要要員数及び操作時間

原子炉隔離時冷却系現場起動時における冷却水排水処理に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :4名(緊急時対策要員4名)

所要時間目安:180分(実績時間:166分)

### d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射線防護服を確実に装着することにより事故環境下においても作業可能である。

移動経路:ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、機器を配置するエリアへ移動可能である。アクセスルート上に支障となる設備はないことからアクセス性に問題はない。

操作性 :廃棄物処理建屋地上1階に配置する制御盤からの起動操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



発電機設置



制御盤設置状況



排水用ポンプ設置状況

3. 現場手動操作による高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷系起動における可搬式原子炉水位計接続

(1) 可搬式原子炉水位計接続

a. 操作概要

原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の現場起動操作において現場での原子炉水位監視のため可搬式原子炉水位計の接続を行う。

b. 作業場所(7号炉の例)

原子炉建屋 地上1階, 地下1階, 地下3階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

高圧代替注水系現場起動に必要な要員数(5名), 所要時間(40分), 原子炉隔離時冷却系現場起動に必要な要員数(5名), 所要時間(90分)のうち, 可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2名(現場運転員2名)

所要時間目安:40分(実績時間:37分)

(実績時間は, 原子炉建屋地下3階の可搬式原子炉水位計使用時の実績時間である。原子炉建屋地上1階及び地下1階の可搬式原子炉水位計は設置工事中のため実績時間なし。)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :一般的な端子操作とコネクタ接続であり, 容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



水位計接続



水位計接続

#### 4. ほう酸水注入系による原子炉注水

##### (1) ほう酸水注入系による原子炉注水(現場操作)

###### a. 操作概要

全交流動力電源喪失時又は高圧炉心注水系の機能喪失時において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合、重大事故等の進展抑制のため、ほう酸水注入系により原子炉注水を行う。

###### b. 作業場所

原子炉建屋 地上3階(管理区域)

###### c. 必要要員数及び操作時間

ほう酸水注入系による原子炉注水の現場での操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水の場合 65分(実績時間: 62分)

ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水の場合 75分(実績時間: 72分)

###### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

ホース接続はカプラ接続であり容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



ホース接続

(2) ほう酸水注入系による原子炉注水のための電源確保

a. 操作概要

ほう酸水注入系により原子炉注水を行う際、注水に必要な電源の受電操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

ほう酸水注入系による原子炉注水に必要な要員数(6名)、所要時間(75分)のうち、現場での電源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2名(現場運転員2名)

所要時間目安:15分(実績時間:12分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常受電操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

解釈一覧  
判断基準の解釈一覧

	手順	判断基準記載内容	解釈
1. 2. 2. 1 フロントライン系故障時の対応手順	(1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却	a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
		b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
1. 2. 2. 2 サポート系故障時の対応手順	(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却	a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
1. 2. 2. 3 重大事故等の進展抑制時の対応手順	(1) 重大事故等の進展抑制	a. ほう酸水注入系による原子炉注水	原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
		b. 制御棒駆動系による原子炉注水	原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
		c. 高圧炉心注水系緊急注水	原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
1. 2. 2. 4 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順	(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水		原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
	(2) 高圧炉心注水系による原子炉注水		原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)

操作手順の解釈一覧(1/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順	(1) 高压代替注水系による原子炉の冷却	a. 中央制御室からの高压代替注水系起動	高压代替注水系注入弁	E61-M0-F004
			原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁	E51-M0-F034
			高压代替注水系タービン止め弁	E51-M0-F065
			高压代替注水系系統流量指示値の上昇	高压代替注水系系統流量指示値が182m <sup>3</sup> /h程度まで上昇
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が [ ] 以上
		b. 現場手動操作による高压代替注水系起動	高压代替注水系注入弁	E61-M0-F004
			原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁	E51-M0-F034
			高压代替注水系タービン止め弁	E51-M0-F065
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が [ ] 以上
			原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁	E51-M0-F012
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却	a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁	E51-F652
			原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁	E51-F653
			原子炉隔離時冷却系セパレータドレン弁	E51-F655
			原子炉隔離時冷却系注入弁	E51-M0-F004
			原子炉隔離時冷却系タービン止め弁	E51-M0-F037
			原子炉隔離時冷却系タービンの回転数を可搬型回転計にて確認しながら規定回転数に調整	原子炉隔離時冷却系タービンの回転数を可搬型回転計にて確認しながら [ ] に調整
			原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁	E51-M0-F034
			防護扉	防護扉 ( [ ] )

操作手順の解釈一覧(2/2)

手順	操作手順記載内容	解釈		
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順	(1) 重大事故等の進展抑制 a. ほう酸水注入系による原子炉注水	復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ吐出圧力指示値が <input type="text"/> 以上	
		ほう酸水注入系ポンプ吸込弁	C41-M0-F001A(B)	
		ほう酸水注入系注入弁	C41-M0-F006A(B)	
		仮設ホース接続(復水補給水系～純水補給水系の間)を実施	仮設ホース接続(P13-F571～P11-F126間及びP13-F570～P11-F134間)を実施	
		復水補給水系積算計出口ドレン弁	P13-F571	
		復水補給水系積算計出口ペントライン接続口止め弁	P13-F570	
		純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエアリア床除染用ホースコネクション止め弁	P11-F126	
		純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁	P11-F134	
		ほう酸水注入系封水供給弁	C41-F017	
		ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁	C41-F016	
		ほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク補給水元弁	C41-F018	
		ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁	C41-F019	
		復水補給水系常/非常用連絡管一次、二次止め弁	P13-F019, F020	
		ほう酸水注入系テストタンク出口弁	C41-F009	
		ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁	C41-F016	
		b. 制御棒駆動系による原子炉注水	制御棒駆動系系統流量指示値の上昇	制御棒駆動系系統流量指示値が <input type="text"/> に上昇
			c. 高圧炉心注水系緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ無冷却状態では許容運転時間が定められており、起動後は運転許容時間内にポンプを停止させ高圧炉心注水系の機能を温存させる。
高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力指示値が <input type="text"/> 以上			
高圧炉心注水系注入隔離弁(B)	E22-M0-F003B			
高圧炉心注水系(B)系統流量指示値の上昇	高圧炉心注水系(B)系統流量指示値が上昇(～727m <sup>3</sup> /h)			
高圧炉心注水系ポンプの運転許可時間経過後に高圧炉心注水系ポンプを(B)停止するよう指示する。	高圧炉心注水系ポンプ起動から <input type="text"/> 後に、高圧炉心注水系ポンプ(B)を停止するよう指示する。			
1.2.2.4 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順	(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇	原子炉隔離時冷却系系統流量指示値が182m <sup>3</sup> /h程度まで上昇	
	(2) 高圧炉心注水系による原子炉注水	高圧炉心注水系系統流量指示値の上昇	高圧炉心注水系系統流量指示値が上昇(～727m <sup>3</sup> /h)	

## 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.3.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
  - (a) 代替減圧
  - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
- b. サポート系故障時の対応手段及び設備
  - (a) 常設直流電源系統喪失時の減圧
  - (b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧
  - (c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件
  - (d) 復旧
  - (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備
- c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備
  - (a) 炉心損傷時における高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止
  - (b) 重大事故等対処設備
- d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備
  - (a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応
  - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
- e. 手順等

#### 1.3.2 重大事故等時の手順

##### 1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

###### (1) 代替減圧

- a. 手動による原子炉減圧

###### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

###### (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

- a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放
- b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放
- c. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放

###### (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

- a. 高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保

(3)復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

b. 代替交流電源設備による復旧

(4)重大事故等時の対応手段の選択

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

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

(1)EOP「原子炉建屋制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料1.3.3 重大事故対策の成立性
  - 1. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放
  - 2. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放
  - 3. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放
  - 4. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保
  - 5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作(高圧炉心注水系の場合)
- 添付資料1.3.4 インターフェイスシステムLOCA時の概要図
- 添付資料1.3.5 インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について
- 添付資料1.3.7 低圧代替注水系(常設)のポンプ1台又は代替注水系1系注水準備完了にて原子炉を急速減圧する条件及び理由について
- 添付資料1.3.8 解釈一覧
  - 1. 判断基準の解釈一覧
  - 2. 操作手順の解釈一覧

### 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

#### 【要求事項】

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

#### 【解釈】

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

##### (1) 可搬型重大事故防止設備

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

##### (2) 復旧

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

##### (3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）

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

(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)

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

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

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

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

### 1.3.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>\*1</sup>を選定する。

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

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

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

## a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

### (a) 代替減圧

設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障等により原子炉の減圧ができない場合は、原子炉減圧の自動化、又は中央制御室からの手動操作により原子炉を減圧する手段がある。

#### i. 原子炉減圧の自動化

原子炉水位低(レベル1)到達10分後及び残留熱除去系ポンプ運転(低圧注水モード)の場合に、代替自動減圧機能により原子炉を自動で減圧する。なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における「EOP 原子炉制御「反応度制御」」対応操作中は、原子炉の自動減圧による原子炉への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に記す「自動減圧系の起動阻止スイッチ」により自動減圧系の作動を阻止する。

代替自動減圧機能により原子炉を減圧する設備は以下のとおり。

- ・ 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)
- ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ
- ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能付きC, H, N, Tの4個)
- ・ 主蒸気系配管・クエンチャ
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 非常用交流電源設備

#### ii. 手動による原子炉減圧

中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービンバイパス弁を開操作し、原子炉を減圧する。

逃がし安全弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁
- ・ 主蒸気系配管・クエンチャ
- ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 所内蓄電式直流電源設備

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

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・可搬型直流電源設備

タービンバイパス弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービンバイパス弁
- ・タービン制御系

#### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替減圧で使用する設備のうち、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチ、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、自動減圧機能用アキュムレータ、逃がし弁機能用アキュムレータ、所内蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）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1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により、自動減圧系が機能喪失した場合においても、原子炉を減圧することができる。

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

- ・タービンバイパス弁、タービン制御系

炉心損傷前において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、逃がし安全弁の代替手段として有効である。

#### b. サポート系故障時の対応手段及び設備

##### (a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合は、可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する手段がある。

また、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が確保できない場合においても、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する手段がある。

i. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の機能を回復させて原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の機能を回復させて原子炉を減圧する。

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ AM用切替装置（SRV）
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能なし）
- ・ 主蒸気系配管・クエンチャ
- ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ

ii. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能を回復させて原子炉を減圧する。

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

- ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）
- ・ 主蒸気系配管・クエンチャ
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

iii. 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機

能なし)を開放して原子炉を減圧する。

代替逃がし安全弁駆動装置による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガス供給系 (代替逃がし安全弁駆動装置)
- ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能なしD, E, K, Uの4個)
- ・ 主蒸気系配管・クエンチャ

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

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

i. 高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素ガス確保

逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系(非常用)に切り替えることで窒素ガスを確保し、原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁の駆動源が高圧窒素ガス供給系(非常用)から供給されている期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えることで窒素ガスを確保し、原子炉を減圧する。

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

- ・ 高圧窒素ガスポンベ
- ・ 高圧窒素ガス供給系配管・弁
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ

(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力を調整可能な設計としている。

i. 逃がし安全弁の背圧対策

想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態(620kPa[gage])となった場合においても確実に

に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定する。

逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を調整するために使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガスポンペ
- ・ 高圧窒素ガス供給系配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁

#### (d) 復旧

全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合は、代替電源により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧することにより原子炉を減圧する手段がある。

##### i. 代替直流電源設備による復旧

代替直流電源設備（可搬型直流電源設備又は直流給電車）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替直流電源設備により逃がし安全弁を復旧する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備

##### ii. 代替交流電源設備による復旧

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

代替交流電源設備により逃がし安全弁を復旧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

#### (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、AM用切替装置（SRV）、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし弁機能用アキュ

ムレータ、逃がし安全弁用可搬型蓄電池、自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンペ、高圧窒素ガス供給系配管・弁、自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

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

復旧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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1.3.1)

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

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

- ・高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）

現状の設備では系統構成（フランジ取り外し、ホース取り付け）を二次格納容器内で実施しなければならず、事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるが、逃がし安全弁を作動させる手段として有効である。

- ・直流給電車

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

c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

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

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止で使用する設備は

以下のとおり。

- ・逃がし安全弁
- ・主蒸気系配管・クエンチャ
- ・逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 重大事故等対処設備

原子炉格納容器破損の防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

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

d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

インターフェイスシステムLOCA発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により原子炉を減圧するとともに、弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁
- ・主蒸気系配管・クエンチャ
- ・逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・タービンバイパス弁
- ・タービン制御系

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心注水系注入隔離弁

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備のうち、逃がし安全弁、主蒸気系配管・

クエンチャ、逃がし安全弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する高圧炉心注水系注入隔離弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合においても、原子炉を減圧することで、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいすることを抑制できる。

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

- ・タービンバイパス弁，タービン制御系

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、原子炉を減圧する手段として有効である。

#### e. 手順等

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

これらの手順は、運転員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）及び事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下、「SOP」という。）及びAM設備別操作手順書に定める（表1.3.1）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表1.3.2，表1.3.3）。

（添付資料1.3.2）

## 1.3.2 重大事故等時の手順

### 1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

#### (1) 代替減圧

##### a. 手動による原子炉減圧

原子炉の冷温停止への移行又は低圧注水系による原子炉注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による原子炉の減圧を行う。

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

##### (a) 手順着手の判断基準

###### ① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合

- ・復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合
- ・復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合

###### ② 急速減圧の場合

- ・低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上<sup>※1</sup>起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合
- ・逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用可能で、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合

###### ③ 炉心損傷後の原子炉減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

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

[注水手段がない場合]

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

※1: 「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除

去系（低圧注水モード）、給水系及び復水系のいずれか1系以上、又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上、若しくは消火系及び低圧代替注水系（可搬型）の組み合わせによる2系以上をいう。

なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系であっても減圧を行う。

（添付資料1.3.7）

※2：「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧代替注水系（常設）、消火系、低圧代替注水系（可搬型）、給水系及び復水系の1系のいずれかをいう。

#### (b) 操作手順

逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を使用した手動による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.2、図1.3.3及び図1.3.4に示す。

[タービンバイパス弁による原子炉の減圧]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にタービンバイパス弁を手動で開操作し、原子炉を減圧するよう指示する。

②<sup>a</sup>（判断基準①：原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合）

中央制御室運転員Aは、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率が55°C/h以内になるように、タービンバイパス弁の開閉操作を行う。

②<sup>b</sup>（判断基準②：急速減圧の場合）

中央制御室運転員Aは、原子炉を急速減圧するため、タービンバイパス弁を開操作する。

[逃がし安全弁による原子炉の減圧]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に逃がし安全弁を手動で開操作し、原子炉を減圧するよう指示する。

②<sup>a</sup>（判断基準①：原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合）

中央制御室運転員Aは、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率が55°C/h以内になるように、逃がし安全弁を手動で開閉操作を行う。

②<sup>b</sup>（判断基準②：急速減圧の場合）

中央制御室運転員Aは、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)8個を手動で開操作し、原子炉の急速減圧を行う。

逃がし安全弁(自動減圧機能付き)が開放できない場合は、自動減圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて8個を開放する。

②<sup>c</sup> (判断基準③：炉心損傷後の原子炉減圧の場合)

中央制御室運転員Aは、逃がし安全弁(自動減圧機能付き又は逃がし弁機能) 2個を手動で開操作し、原子炉を減圧する。

③中央制御室運転員Aは、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度上昇防止のため、残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)によるサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名で対応が可能である。

作業開始を判断してから原子炉の減圧を開始するまでの所要時間は下記のとおり。

- ・タービンバイパス弁による原子炉の減圧：1分以内
- ・逃がし安全弁による原子炉の減圧：1分以内

(2) 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図1.3.16に示す。

自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、低圧注水系、低圧代替注水系(常設)又は代替注水系による原子炉注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービンバイパス弁による原子炉減圧を実施する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。また、原子炉水位低(レベル1)到達10分後及び残留熱除去系ポンプ運転(低圧注水モード)の場合は、代替自動減圧機能が自動で作動し原子炉を減圧する。

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の

作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を開放して原子炉の減圧を実施する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を開放して原子炉の減圧を実施する。

原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉の減圧を確認する。

#### (a) 手順着手の判断基準

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

- ・ 炉心損傷前の原子炉減圧は、低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上<sup>※1</sup>起動により原子炉注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の原子炉減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系<sup>※2</sup>以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位(有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置)に到達した場合。
- ・ 逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合。
- ・ 逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。

※1: 「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能である高圧炉心注水系、残留熱除去系(低圧注水モード)、給水系及び復水系のいずれか1系以上、又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上、消火系若しくは低圧代替注水系(可搬型)の組み合わせによる2系以上をいう。  
なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、代替注水系1系であっても減圧を行う。

※2: 「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)、給水系及び復水系の1系のいずれかをいう。

(b) 操作手順

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.3に、概要図を図1.3.5に、タイムチャートを図1.3.6に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ可搬型直流電源設備による直流電源の復旧を依頼する。
- ③当直副長は、可搬型直流電源設備による直流電源の復旧が完了するまでの間、逃がし安全弁による原子炉の減圧を実施するため、運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備開始を指示する。

[逃がし安全弁の駆動源(電源)確保及び開放操作]

- ④<sup>a</sup>(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)  
中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力(可搬計測器)を接続し、原子炉压力容器内の圧力を確認する。  
(現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)  
現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)にて原子炉压力容器内の圧力を確認する。
- ⑤<sup>a</sup>中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のAM用切替装置(SRV)で、125V DC分電盤側の逃がし安全弁用供給電源NFBを開放し、125V AM分電盤側の逃がし安全弁用供給電源NFBを投入し、当直副長に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備完了を報告する。
- ⑥<sup>a</sup>当直副長は、中央制御室運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放を指示する。
- ⑦<sup>a</sup>当直副長は、中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑧<sup>a</sup>中央制御室運転員A及びBは、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を

手動で開操作し、原子炉の減圧を開始する。

⑨<sup>a</sup> (中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)

中央制御室運転員A及びBは、原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室のATWS/RPT盤に接続した原子炉压力容器(可搬計測器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員C, D, E及びFに報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

(現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)

現場運転員C及びDは、原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員E及びFに報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

⑩<sup>a</sup> 中央制御室運転員A及びB, 又は現場運転員C及びDは、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長へ原子炉の減圧が完了したことを報告する。

[逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保操作]

④<sup>b</sup> 現場運転員C及びDは、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。

なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は二次格納施設内であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。

⑤<sup>b</sup> 現場運転員E及びFは、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)の全開操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A), (B)供給弁の全開操作を実施する。

⑥<sup>b</sup> 現場運転員E及びFは、窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A), (B)供給弁の全閉操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)

開放まで約35分で可能である。

また、可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料1.3.3-1)

#### b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放して原子炉を減圧する。

原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉の減圧を確認する。

#### (a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、炉心損傷前の原子炉減圧は、低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上<sup>※1</sup>起動により原子炉注水手段が確保されている場合、炉心損傷後の原子炉減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系<sup>※2</sup>以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位(有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置)に到達した場合で、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)作動用の窒素ガスが確保されている場合。

※1: 「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系(低圧注水モード)、給水系及び復水系のいずれか1系以上、又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上、消火系若しくは低圧代替注水系(可搬型)の組み合わせによる2系以上をいう。  
なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位

が規定値に到達した場合は、代替注水系1系であっても減圧を行う。

※2:「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)、給水系及び復水系の1系のいずれかをいう。

(添付資料1.3.7)

## (b) 操作手順

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.3に、概要図を図1.3.7に、タイムチャートを図1.3.8に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放の準備開始を指示する。
- ②(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)  
中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力(可搬計測器)を接続し、原子炉压力容器内の圧力を確認する。  
(現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)  
現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)にて原子炉压力容器内の圧力を確認する。
- ③現場運転員C及びDは、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。  
なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は二次格納施設内であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。
- ④現場運転員E及びFは、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)、(B)の全開操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全開操作を実施する。
- ⑤現場運転員E及びFは、窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の駆動源が確保されていることを確認する。
- ⑥現場運転員E及びFは、多重伝送現場盤内の逃がし安全弁(自動減圧

機能付き)作動回路に、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放の準備完了を報告する。

⑦当直副長は、現場運転員に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の開放を指示する。

⑧当直副長は、中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に原子炉の減圧状況の確認を指示する。

⑨現場運転員E及びFは、多重伝送現場盤に接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放し、原子炉の減圧を開始する。

⑩(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)

中央制御室運転員A及びBは、原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室のATWS/RPT盤に接続した原子炉圧力(可搬計測器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員C、D、E及びFに報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

(現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)

現場運転員C及びDは、原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員E及びFに報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

⑪現場運転員E及びFは、窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全閉操作を実施する。

⑫中央制御室運転員A及びB、又は現場運転員C及びDは、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長へ原子炉の減圧が完了したことを報告する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放まで約55分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料1.3.3-2)

- c. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放  
常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)を開放して原子炉を減圧する。

原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉の減圧を確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上<sup>※1</sup>起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合。

※1: 「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能である高圧炉心注水系、残留熱除去系(低圧注水モード)、給水系及び復水系のいずれか1系以上、又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上、消火系若しくは低圧代替注水系(可搬型)の組み合わせによる2系以上をいう。  
なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉压力容器内の水位が規定値に到達した場合は、代替注水系1系であっても減圧を行う。

(添付資料1.3.7)

(b) 操作手順(A系使用の例)

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.3に、概要図を図1.3.9に、タイムチャートを図1.3.10に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備開始を指示する。
- ②(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)  
中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力(可搬計測器)を接続し、原子炉压力容器内の圧力を確認する。  
(現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)  
現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)にて原子炉压力容器内の圧力を確認する。
- ③現場運転員C及びDは、代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の系統構成として代替逃がし安全弁駆動装置のホース接続用フランジへ仮設ホースを接続し、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)の全開操作を実施する。
- ④現場運転員E及びFは、代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の系統構成として高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)の全閉操作を実施し、当直副長に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備完了を報告する。
- ⑤当直副長は、現場運転員に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の開放を指示する。
- ⑥当直副長は、中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑦現場運転員E及びFは、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁を開操作し、原子炉の減圧を開始する。
- ⑧(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)  
中央制御室運転員A及びBは、原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室のATWS/RPT盤に接続した原子炉圧力(可搬計測器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員C、D、E及びFに報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

(現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合)

現場運転員C及びDは、原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員E及びFに報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

⑨中央制御室運転員A及びB又は現場運転員C及びDは、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長へ原子炉の減圧が完了したことを報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放まで約40分で可能である。

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

(添付資料1.3.3-3)

### (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

#### a. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保

不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合に、供給源を高圧窒素ガスポンベに切り替えることで逃がし安全弁の駆動源を確保する。

また、高圧窒素ガスポンベからの供給期間中において、高圧窒素ガス供給系(非常用)出口のポンベ圧力が低下した場合に、高圧窒素ガスポンベ(待機)側へ切替えを実施し、使用済みの高圧窒素ガスポンベを予備の高圧窒素ガスポンベと交換する。

#### (a) 手順着手の判断基準

『不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系(非常用)への切替え』

高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報が発生した場合。

『高圧窒素ガスポンベの切替え及び交換』

高圧窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間中において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合。

(b) 操作手順

高压窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.3.11に、タイムチャートを図1.3.12に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高压窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の操作スイッチを全閉位置から全開位置とし、高压窒素ガスポンベによる供給に切り替わることを高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，(B)の全閉及び高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の全開により確認する。あわせて、高压窒素ガス供給系ADS入口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，(B)の操作スイッチを自動位置から全開位置とし当直副長に報告する。

なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、手動操作にて高压窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施し、高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，(B)及び高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の全開操作を実施する。

- ③当直副長は、高压窒素ガスポンベによる逃がし安全弁への作動用窒素ガス供給中、高压窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合、現場運転員に高压窒素ガスポンベ(待機)側への切替え及び使用済み高压窒素ガスポンベの交換を指示する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ新たに高压窒素ガスポンベの確保を依頼する。
- ⑤現場運転員C，D，E及びFは、高压窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切替え操作を実施する。
- ⑥現場運転員C，D，E及びFは、予備ポンベラックに配備している予備の高压窒素ガスポンベと使用済みの高压窒素ガスポンベを交換する。
- ⑦現場運転員C及びDは、高压窒素ガスポンベ交換後、高压窒素ガス供給ラインのリークチェックを実施し、当直副長に高压窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保完了を報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから、高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保

中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名にて作業を実施した場合は約20分で可能である。

- ・ボンベ切替え及び予備の高圧窒素ガスボンベへの交換による逃がし安全弁駆動源確保

現場運転員4名にて作業を実施した場合は約60分で可能である。

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

(添付資料1.3.3-4)

(3) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

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

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失により、直流125V主母線(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備又は直流給電車いずれかの設備からの給電が可能な場合。

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、可搬型直流電源設備又は直流給電車いずれかの設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし

安全弁の開放まで約1分で可能である。

b. 代替交流電源設備による復旧

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

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

また、逃がし安全弁による原子炉減圧は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、代替交流電源設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで約1分で可能である。

(4) 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図1.3.16に示す。

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備(給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備を使用)若しくは逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させるか、又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する。

常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電

源設備又は直流給電車により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

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

逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガスボンベにより窒素ガスを確保し、逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する。

なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ窒素ガスの供給圧力を調整している。

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

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

原子炉格納容器破損を防止するための手動による原子炉減圧手順については、「1.3.2.1(1)a. 手動による原子炉減圧」にて整備する。

#### 1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順

##### (1)EOP「原子炉建屋制御」

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

破断箇所の発見又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。

##### a. 手順着手の判断基準

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

## b. 操作手順

EOP「原子炉建屋制御」における操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.13及び図1.3.14に、タイムチャートを図1.3.15に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、インターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、中央制御室運転員に原子炉手動スクラムと破断箇所の特定及び隔離を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、原子炉手動スクラムを実施する。また、発生した警報及びパラメータの変化から、破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作にて隔離を実施する。
- ③当直副長は、破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作にて隔離できない場合は、中央制御室運転員に非常用ガス処理系の起動操作、及び低圧注水系2系以上又は代替注水系の起動操作を指示する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、非常用ガス処理系の起動操作、及び低圧注水系2系以上又は代替注水系の起動操作を実施する。
- ⑤当直副長は、非常用ガス処理系の起動、及び低圧注水系2系以上又は代替注水系の起動後、運転員に原子炉減圧操作、原子炉水位低下操作及び原子炉建屋環境悪化(建屋温度、建屋圧力、建屋放射線量)抑制操作の開始を指示する。
- ⑥<sup>a</sup>復水器使用可能の場合  
中央制御室運転員A及びBは、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により原子炉急速減圧を行い、原子炉の減圧(大気圧まで)を実施することで、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑥<sup>b</sup>復水器使用不可能の場合  
中央制御室運転員A及びBは、逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い、原子炉の減圧(減圧完了圧力まで)を実施することで、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、低圧注水系2系以上又は代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル1)から原子炉水位低(レベル1.5)の間で維持する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ指示値及び燃料取替エリア排気放射線モニタ指示値が制限値以下の場合、原子炉区域・タービン区域換気空調系の起動操作を実施し、原子炉建屋環境(建屋温度、建屋圧力、建屋放射線量)の悪化を抑制する。

- ⑨現場運転員C及びDは、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合は、蒸気漏えいに備え保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)を装着し(現場運転員E及びFは装着補助を行う)、原子炉建屋(管理区域)にて隔離弁を全閉することで原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、各種監視パラメータの変化から、破断箇所の隔離が成功していることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)を起動し、原子炉の冷却を行う。

### c. 操作の成立性

上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から破断箇所の隔離完了まで15分以内で可能である。

遠隔操作による隔離ができない場合の現場での隔離操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から破断箇所の隔離完了まで約240分で可能である。

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

#### (中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性)

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

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

ことが可能である。

(現場隔離操作の成立性)

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

(溢水の影響)

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。

(インターフェイスシステムLOCAの検知について)

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

(添付資料1.3.3-5, 添付資料1.3.4, 添付資料1.3.5, 添付資料1.3.6)

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁、中操監視計器類への電源供給手順及び可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 1.3.1 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)  
 (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	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き C, H, N, T の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
		手動による原子炉減圧	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電式直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備

※1:代替自動減圧機能は, 運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については, 「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう, あらかじめ供給圧力を設定している。

## 対応手段、対応設備、手順書一覧(2/4)

### (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ※3 AM用切替装置 (SRV) 代替所内電気設備 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース)  AM設備別操作手順書 「AM用切替装置による逃がし安全弁開放」
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース)  AM設備別操作手順書 「逃がし安全弁用可搬型蓄電池によるSRV開放(多重伝送盤)」
		代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	高圧窒素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置) 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし D, E, K, U の4個) 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース)  AM設備別操作手順書 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」
	—	高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース)  AM設備別操作手順書 「SRV駆動源確保」

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

## 対応手段，対応設備，手順書一覧(3/4)

### (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等 対処設備	— ※4
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備 による復旧	可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	— ※3
			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ※3	自主対策 設備	
	代替交流電源設備 による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備		

※1: 代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: 想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対応設備，手順書一覧(4/4)

(原子炉格納容器破損の防止，インターフェイスシステム LOCA 発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉格納容器破損の防止	—	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対応設備  事故時運転操作手順書(シビア アクシデント) 「注水-1」
インターフェイスシステム LOCA発生時	—	原子炉冷却材圧力 バウンダリの減圧	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備
		原子炉冷却材の 漏えい箇所の隔離	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備
			高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)

※1:代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

表 1.3.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP 吐出ヘッド圧力 復水器器内圧力
		操作	原子炉圧力容器内の圧力
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
	原子炉格納容器内の水位		サプレッション・チェンバ・プール水位
	原子炉格納容器内の温度		サプレッション・チェンバ・プール水温度
	補機監視機能		復水器器内圧力
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP 吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力 復水器器内圧力
		操作	原子炉圧力容器内の圧力
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
	原子炉格納容器内の水位		サプレッション・チェンバ・プール水位
	原子炉格納容器内の温度		サプレッション・チェンバ・プール水温度
	補機監視機能		復水器器内圧力

監視計器一覧 (2/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度

監視計器一覧 (3/6)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)  AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置による逃がし安全弁開放」	判断基準	電源 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
		補機監視機能 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ(B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A) 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬計測器) 原子炉圧力(現場計器)
		補機監視機能 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ(B) 出口圧力
事故時運転操作手順書(徴候ベース)  AM 設備別操作手順書 「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による SRV 開放(多重伝送盤)」	判断基準	電源 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
		補機監視機能 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ(B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A) 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬計測器) 原子炉圧力(現場計器)
		補機監視機能 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ(B) 出口圧力

監視計器一覧(4/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統喪失時の減圧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース)  AM 設備別操作手順書 「代替 SRV 駆動装置による SRV 開放」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
		補機監視機能	SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンベ(B) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV 緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬計測器) 原子炉圧力(現場計器)
		補機監視機能	SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンベ(B) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV 緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2)逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース)  AM 設備別操作手順書 「SRV 駆動源確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ドライウェル入口圧力低警報 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力低警報
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A)入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B)入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(B) 出口圧力

監視計器一覧 (5/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 格納容器内圧力(D/W) ドライウェル雰囲気温度 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 RHR ポンプ室雰囲気温度 RCIC ポンプ室雰囲気温度 RCIC 機器室雰囲気温度 エリア放射線モニタ
		補機監視機能	ドライウェルサンプ水位
	漏えい関連警報	RHR ポンプ(A)室床漏えい RHR ポンプ(B)室床漏えい RHR ポンプ(C)室床漏えい HPCF(B)ポンプ室床漏えい HPCF(C)ポンプ室床漏えい RCIC ポンプ室床漏えい RCIC 蒸気管圧力低 RCIC 蒸気管流量大 CUW 差流量大	
	操作	格納容器バイパスの監視	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 RHR ポンプ室雰囲気温度 RCIC ポンプ室雰囲気温度 RCIC 機器室雰囲気温度 エリア放射線モニタ 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ

監視計器一覧 (6/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 高圧炉心注水系(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)系統流量
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力
	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・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(C)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 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 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 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(C)出口冷却水温度 原子炉補機冷却海水系ポンプ(A)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(D)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(E)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(F)吐出圧力
	補機監視機能	復水器器内圧力

表 1.3.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	逃がし安全弁	<p>所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>直流 125V A 系 直流 125V A-2 系 AM 用直流 125V</p>
	中央制御室監視計器類	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用 A 系電源 計測用 B 系電源</p>

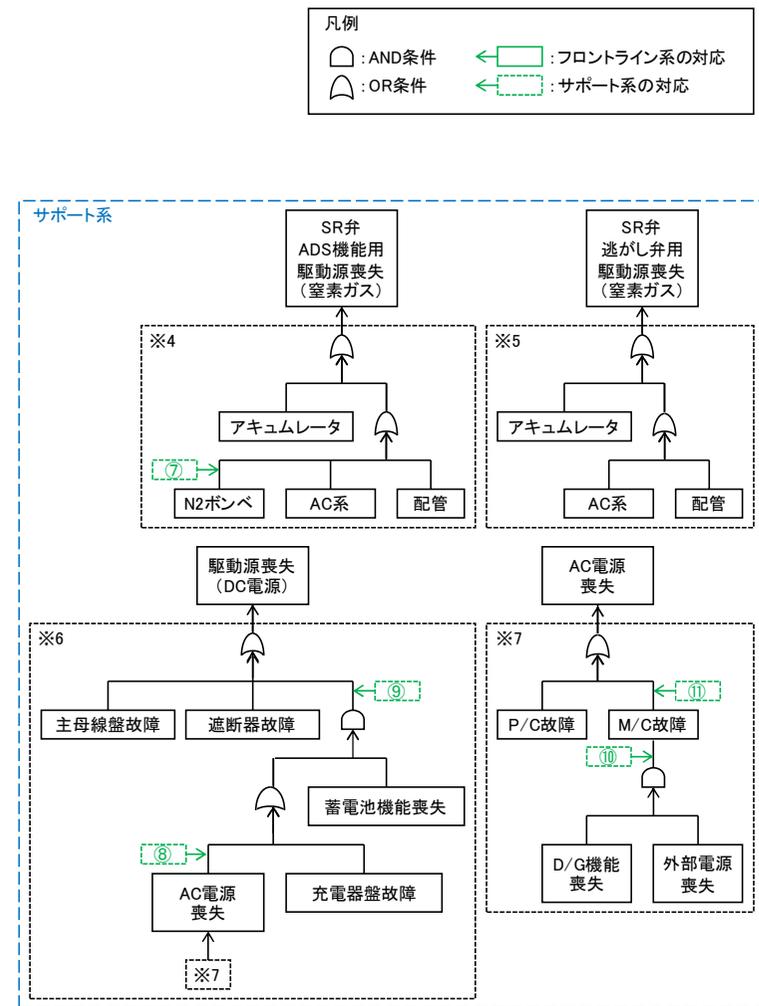
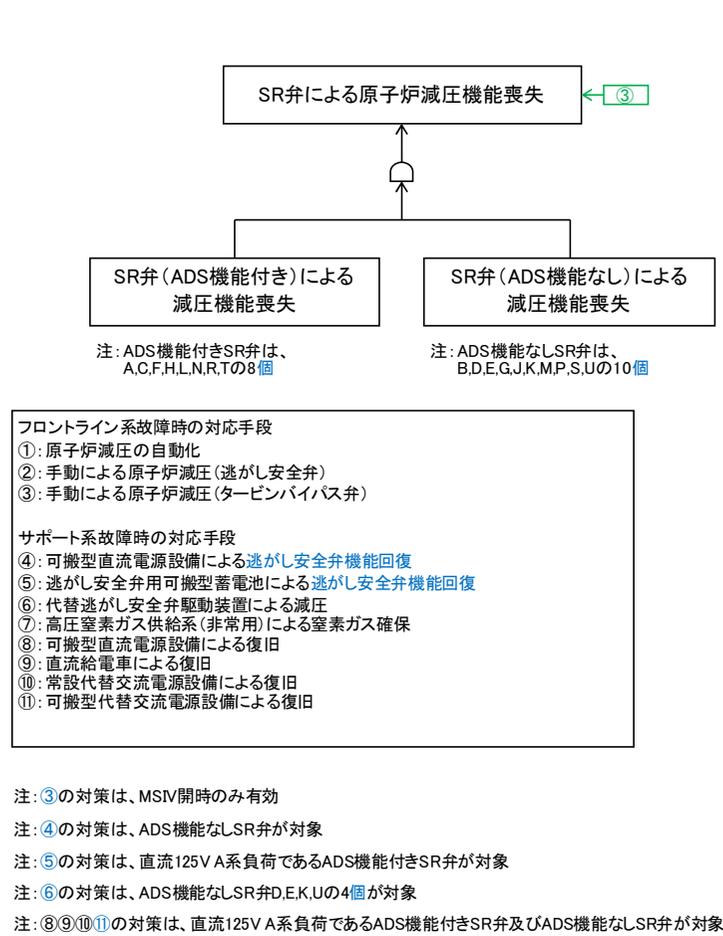


図 1. 3. 1 機能喪失原因対策分析 (1/2)

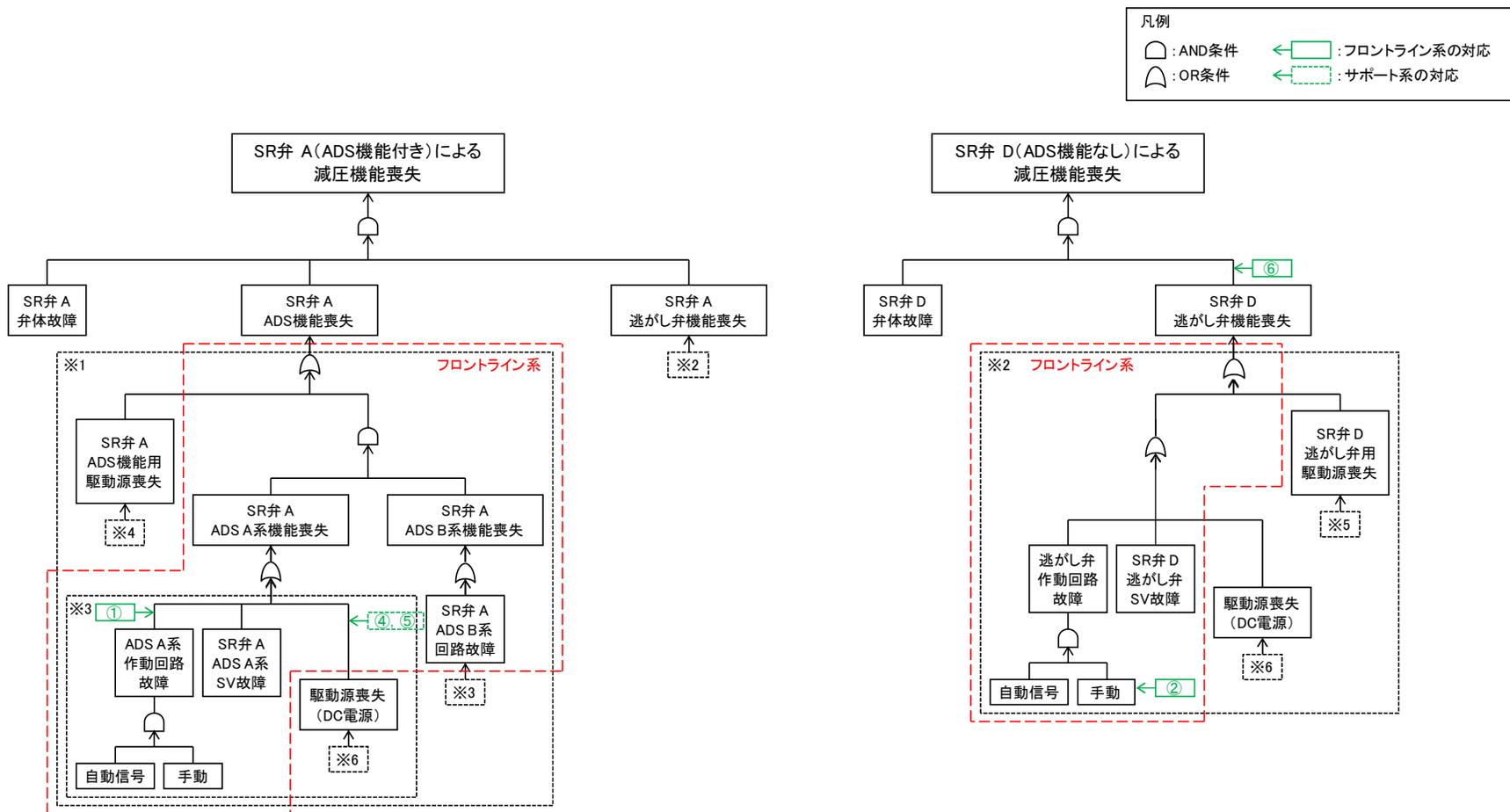


図 1. 3. 1 機能喪失原因対策分析(2/2)

凡例: フロントライン系    サポート系    故障を想定    対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	故障要因9			
SR弁による原子炉減圧機能喪失	SR弁(ADS機能付き)による減圧機能喪失	SR弁本体故障	ADS A系機能喪失	ADS A系作動回路故障	ADS A系自動信号							
				ADS A系電磁弁故障	ADS A系自動信号							
				ADS A系駆動電源喪失(DC電源)	主母線盤故障							
					遮断器故障	蓄電池機能喪失						
				直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失			
				ADS B系作動回路故障	ADS B系自動信号							
		ADS B系電磁弁故障	ADS B系自動信号									
		ADS B系機能喪失	ADS B系駆動電源喪失(DC電源)	主母線盤故障								
				遮断器故障	蓄電池機能喪失							
			直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
			アキュムレータ	窒素ガスポンペ								
			HPIN(非常用)機能喪失	AC系配管								
	ADS機能用駆動源喪失(窒素ガス)		AC系配管									
	逃がし弁機能喪失	逃がし弁機能喪失	逃がし弁作動回路故障	自動信号								
			逃がし弁電磁弁故障	自動信号								
			逃がし弁駆動電源喪失(DC電源)	主母線盤故障								
				遮断器故障	蓄電池機能喪失							
			直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
			アキュムレータ	AC系配管								
	HPIN(常用)機能喪失	AC系配管										
	SR弁(ADS機能なし)による減圧機能喪失	逃がし弁機能喪失	SR弁本体故障	逃がし弁作動回路故障	自動信号							
				逃がし弁電磁弁故障	自動信号							
			逃がし弁駆動電源喪失(DC電源)	主母線盤故障								
				遮断器故障	蓄電池機能喪失							
直流電源供給機能喪失			充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失					
アキュムレータ			AC系配管									
HPIN(常用)機能喪失	AC系配管											

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

図 1.3.1 機能喪失原因対策分析(補足)

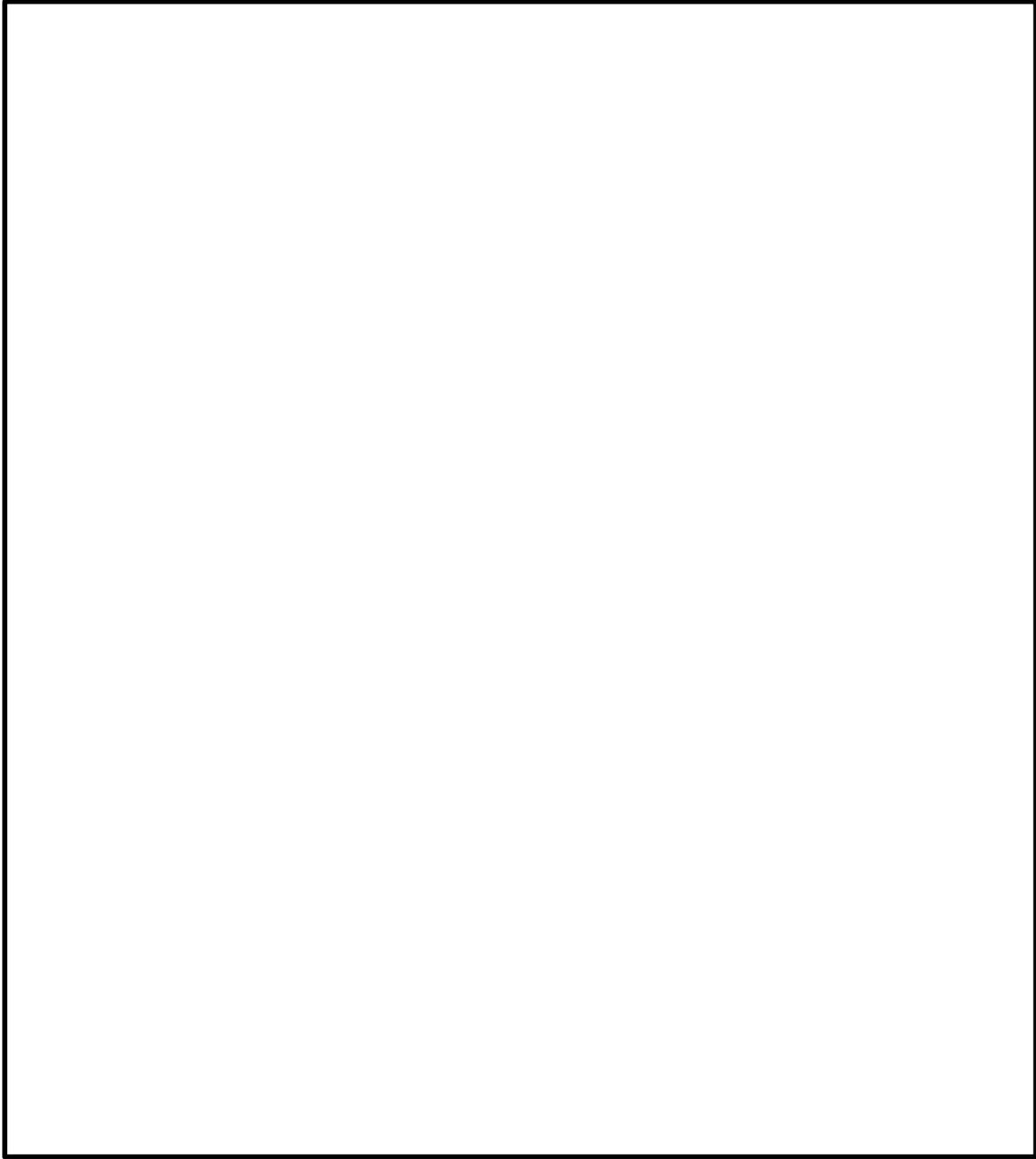


図 1.3.2 EOP 原子炉制御「減圧冷却」対応フロー

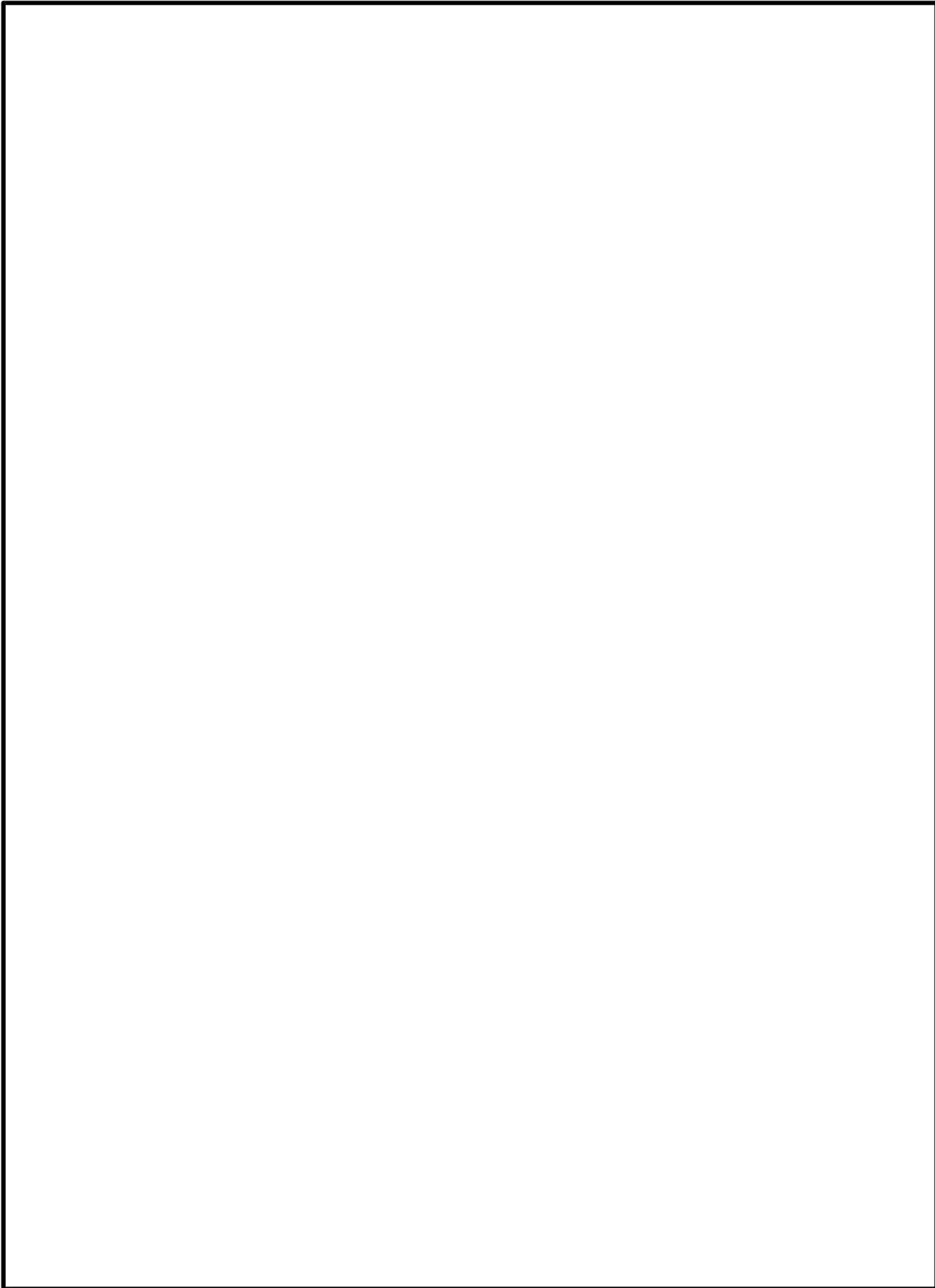


図 1.3.3 EOP 不測事態「急速減圧」対応フロー

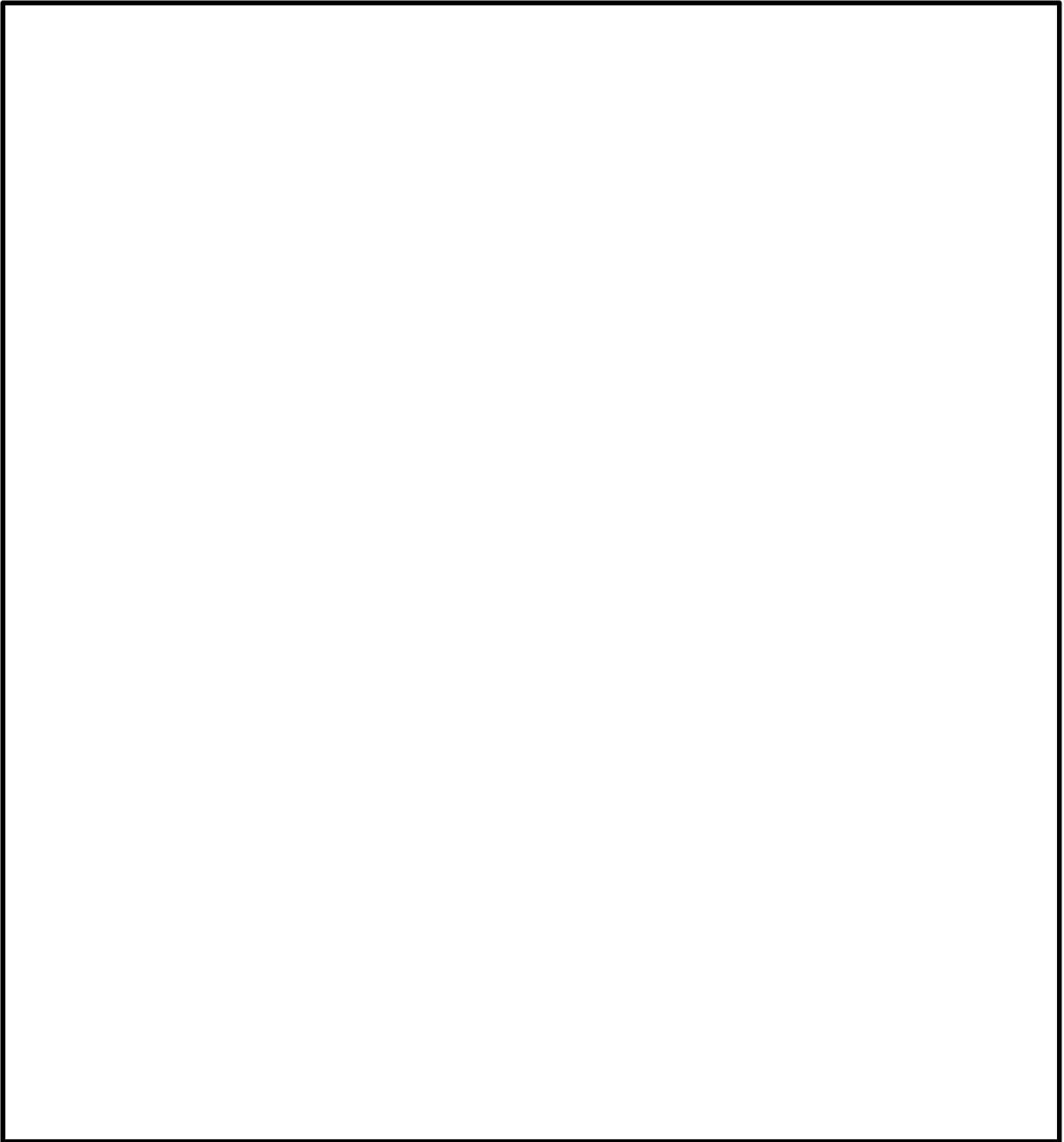
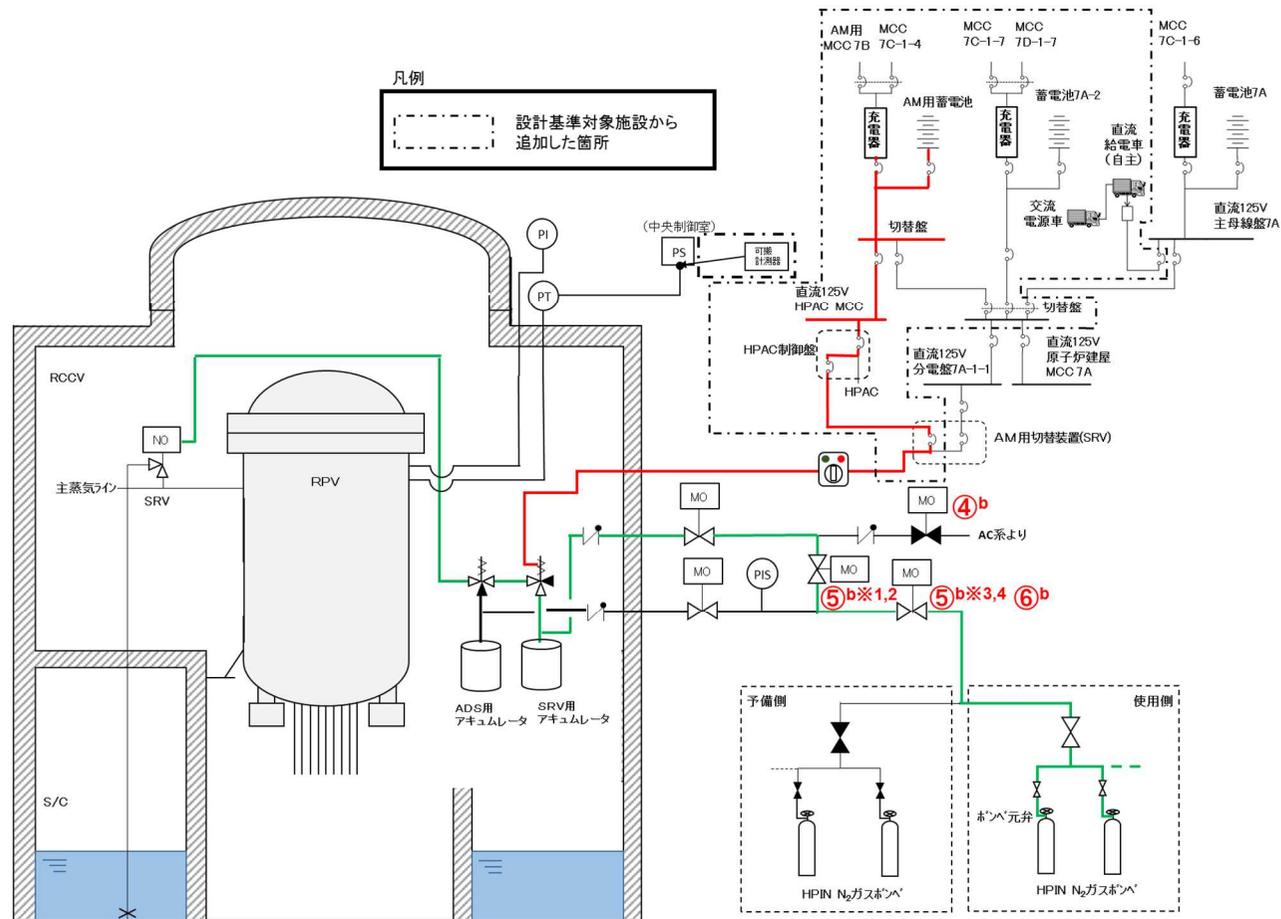


図 1.3.4 SOP 「注水-1」対応フロー



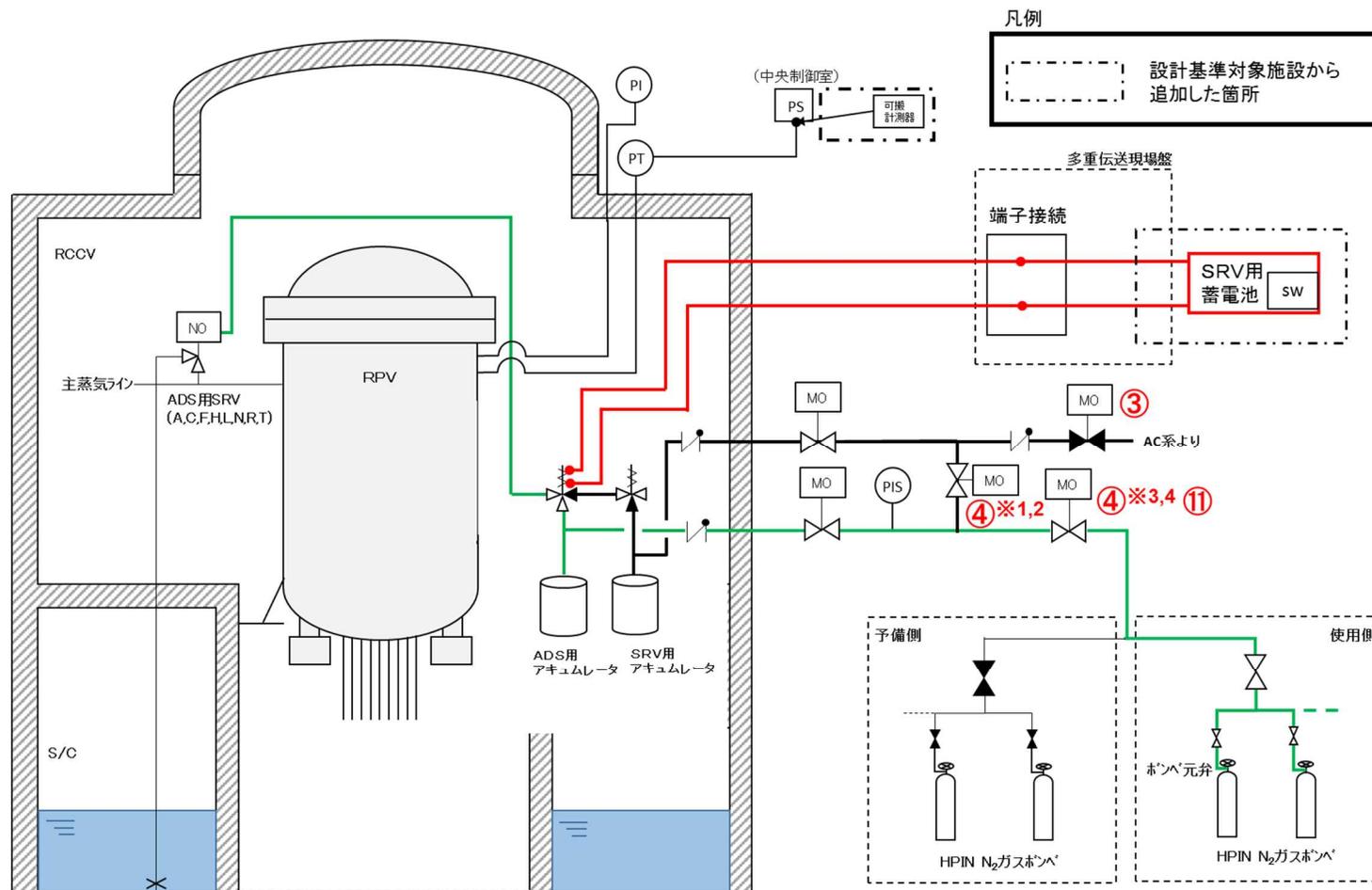
操作手順	弁名称
④ <sup>b</sup>	高压ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
⑤ <sup>b</sup> *1	高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
⑤ <sup>b</sup> *2	高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
⑤ <sup>b</sup> *3 ⑥ <sup>b</sup>	高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
⑤ <sup>b</sup> *4 ⑥ <sup>b</sup>	高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

図 1.3.5 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放 概要図

手順の項目		要員(数)		経過時間(時間)												備考				
				10分	20分	30分	40分	50分	1	2	3	4	5	6	7		8	9	10	11
				常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放						可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 ※ 8時間35分										
可搬型直流電源設備による 逃がし安全弁(自動減圧 機能なし)開放	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保																	
			可搬計測器接続																	
		電源切替																		
		減圧確認																		
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成																	
			移動・回路構成																	
	現場運転員 E, F	2	減圧確認																	
			AM直流125V充電器盤受電及び換気設備運転																	
	緊急時対策要員	6	電源車からの送電																	
			電源ケーブル接続																	

※ガスタービン発電機及び電源車によるAM用MCC 7B受電の内、最長時間である6時間15分及びAM用充電器受電時間を2時間20分とし、8時間35分で継続供給可能である。

図 1.3.6 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放 タイムチャート

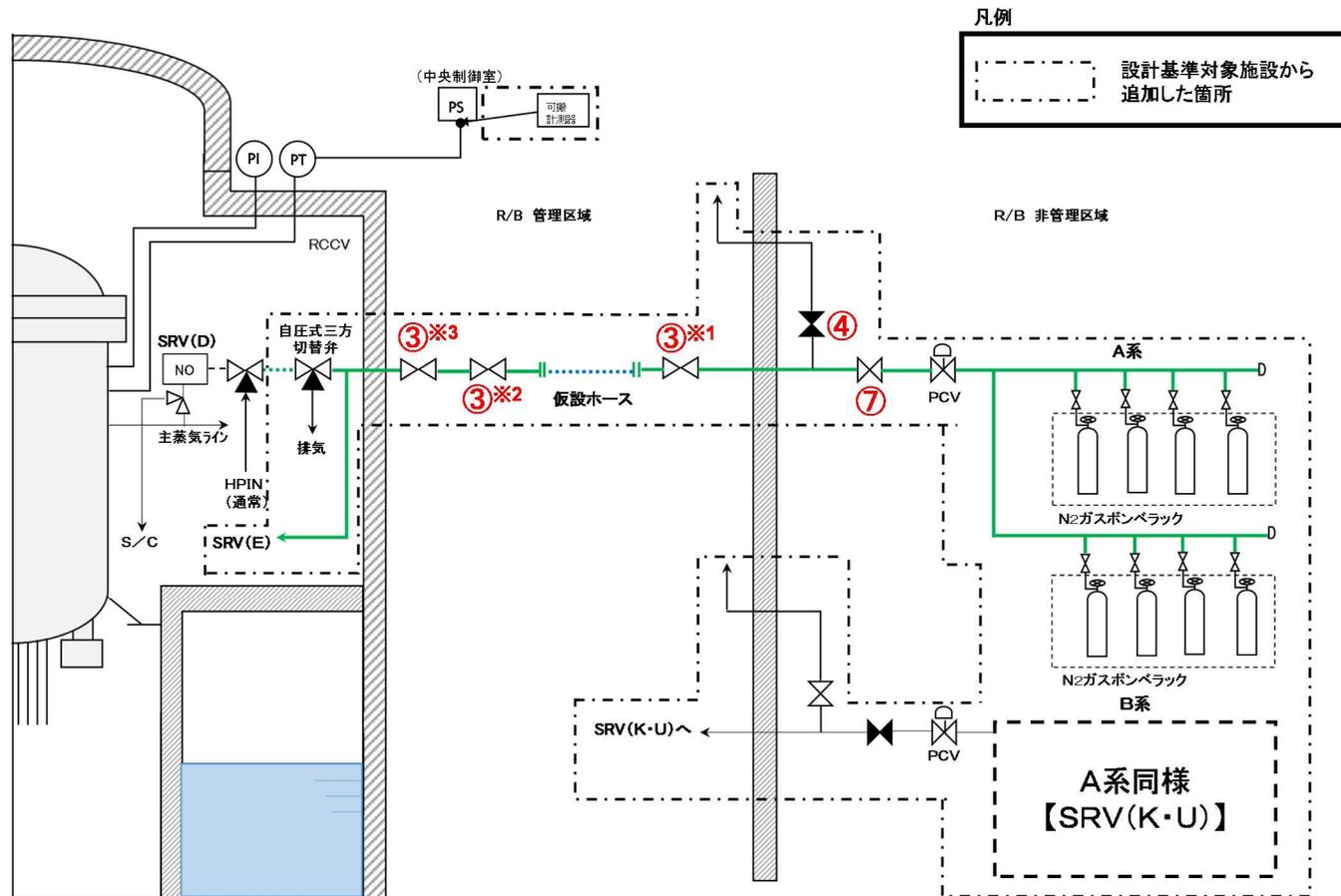


操作手順	弁名称
③	高压ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
④※1	高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
④※2	高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
④※3 ⑪	高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
④※4 ⑪	高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

図 1.3.7 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放 概要図

		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70									
手順の項目	要員(数)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放 55分															
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	中央制御室運転員 A, B	2	電源確認、通信手段確保													原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。	
			可搬計測器接続														
	現場運転員 C, D	2	移動、系統構成														
			可搬型蓄電池、ケーブル接続														
	現場運転員 E, F	2	移動、系統構成														
			可搬型蓄電池、ケーブル接続														

図 1.3.8 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放 タイムチャート

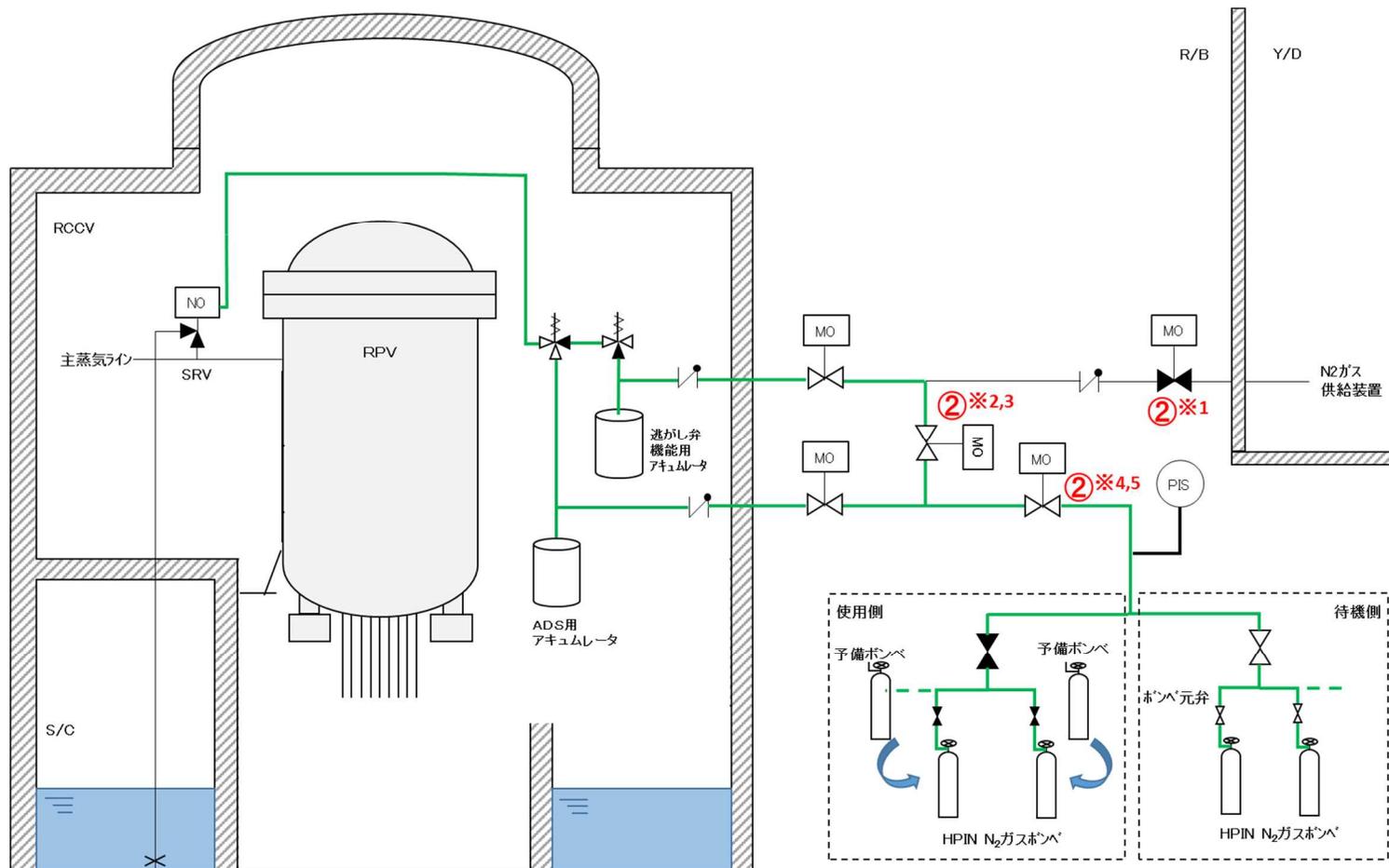


操作手順	弁名称
③※1	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)
③※2	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)
③※3	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)
④	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)
⑦	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁

図 1.3.9 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放 概要図

		経過時間(分)														備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)	40分 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放 ▽																
代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保														原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。	
			可搬計測器接続															
	現場運転員 C, D	2	移動															
			仮設ホース取り付け, 系統構成															
	現場運転員 E, F	2	移動															
			系統構成, 減圧操作開始															

図 1.3.10 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放 タイムチャート



操作手順	弁名称
②※1	高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
②※2	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
②※3	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
②※4	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
②※5	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

図 1. 3. 11 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 概要図

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70							
手順の項目	要員(数)	▼ドライウエル入口圧力低警報発生 20分 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保													
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保												
	現場運転員 C, D	2		窒素ガス供給確認											
				移動、ライン切替											

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70							
手順の項目	要員(数)	▼窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 60分													
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	現場運転員 C, D	2	移動、ポンベ切替												
	現場運転員 E, F	2		ポンベ交換											
				移動、ポンベ切替											

図 1.3.12 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート

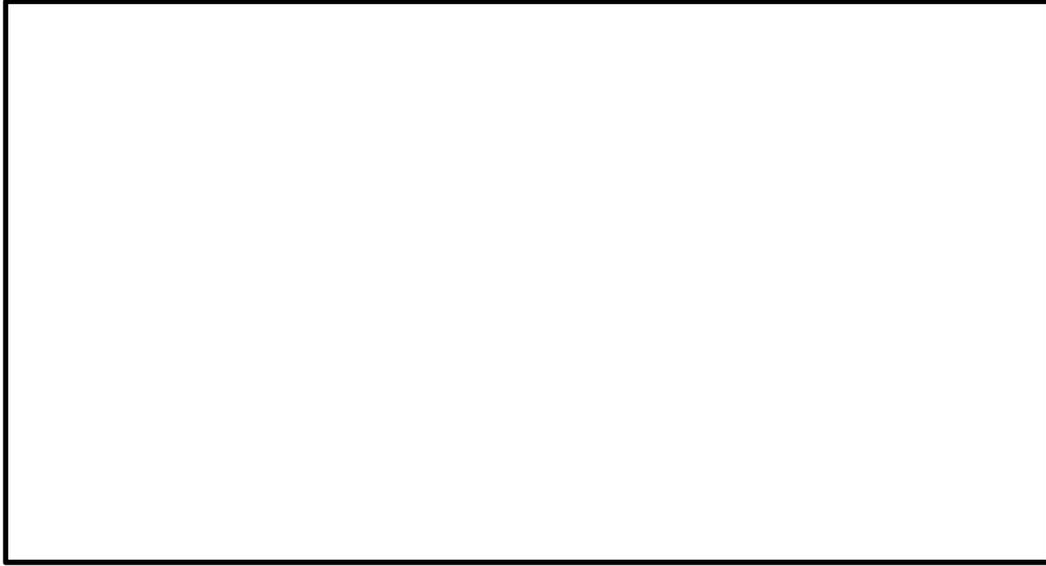
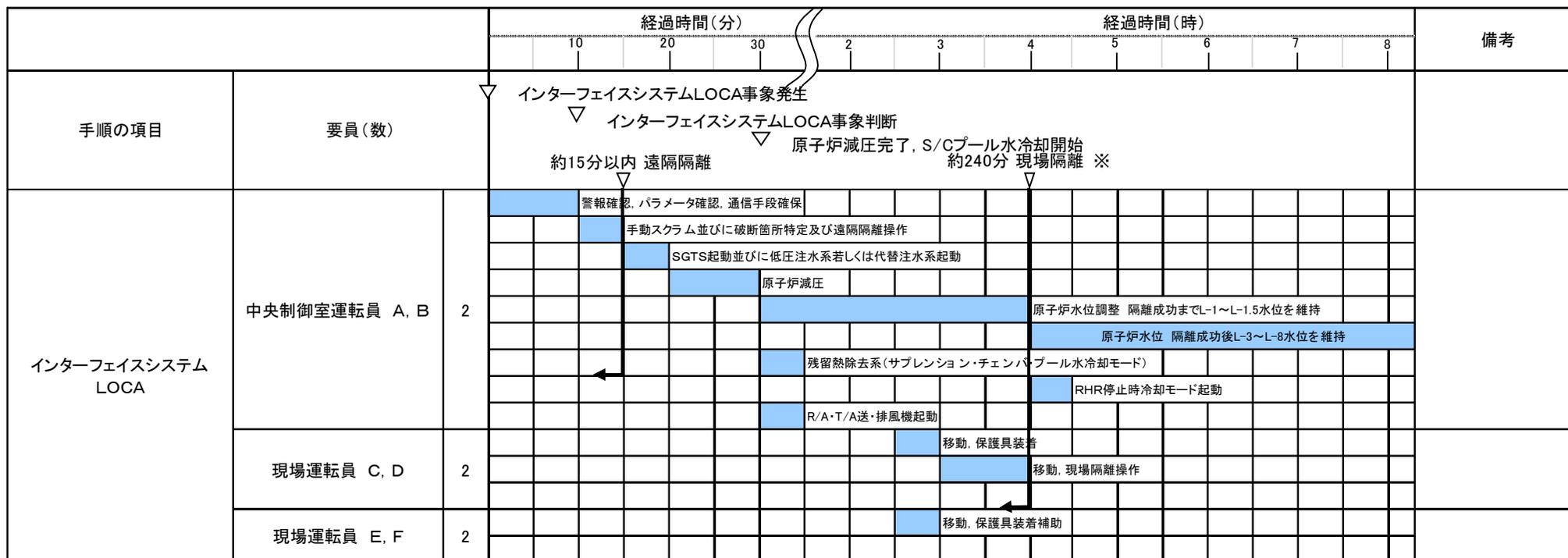


図 1.3.13 EOP 原子炉制御「スクラム」におけるインターフェイスシステム LOCA 発生時の対応フロー



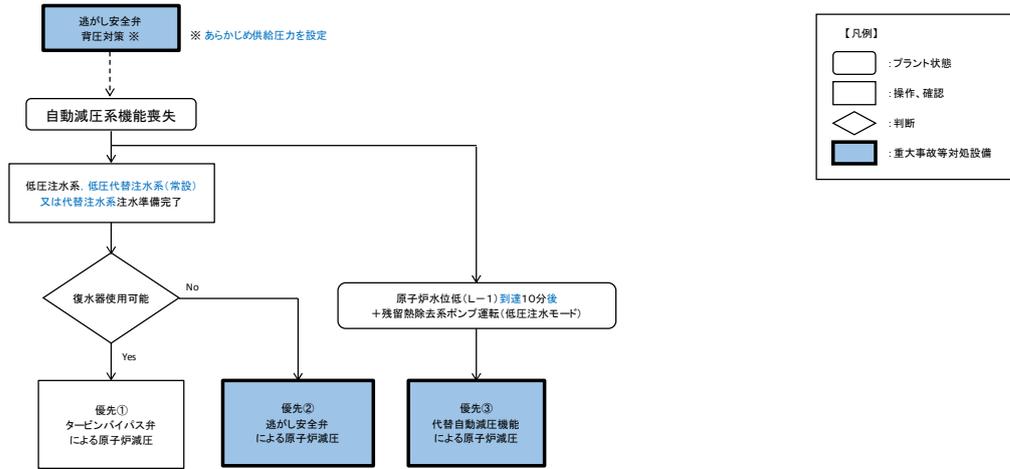
図 1.3.14 EOP 「原子炉建屋制御」におけるインターフェイスシステム LOCA 発生時の対応フロー



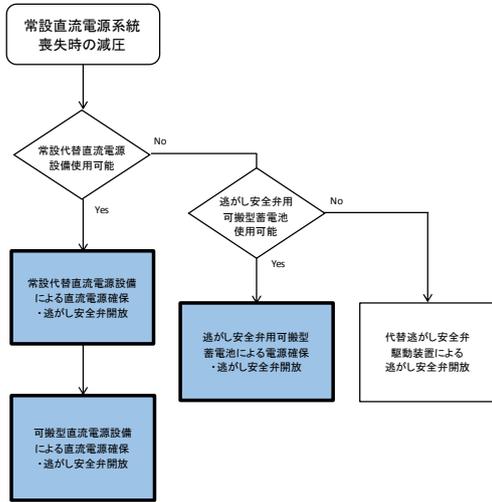
※ 破断の規模によっては、現場での隔離操作の所要時間は240分以内となる。

図 1.3.15 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応 タイムチャート  
(中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合)

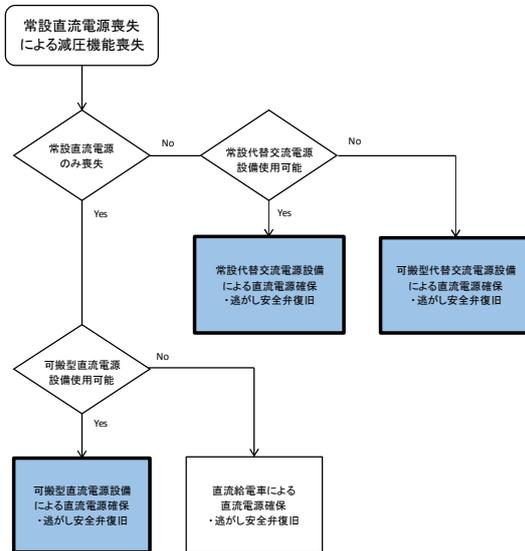
(1) フロントライン故障時の対応手段の選択



(2) サポート系故障時の対応手段の選択(1/3)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択(2/3)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択(3/3)

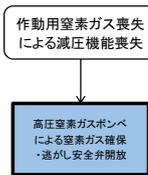


図 1.3.16 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/3)

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

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/3)

: 重大事故等対処設備
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	新設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	自動減圧系の起動阻止スイッチ	既設 新設							
	逃がし安全弁 (自動減圧機能付きC, H, N, Tの4個)	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
手動による逃がし安全弁 (原子炉減圧)	逃がし安全弁	既設	① ⑦	(手動による原子炉減圧) (タービンバイパス弁)	タービンバイパス弁	常設	1分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設			タービン制御系	常設			
	逃がし弁機能用アキュムレータ	既設			-	-			
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	所内蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型直流電源設備	新設							
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備	新設	① ② ⑦ ⑨	代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	高圧窒素ガス供給系 (代替逃がし安全弁駆動装置)	常設	40分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	AM用切替装置 (SRV)	新設			逃がし安全弁 (自動減圧機能なしD, E, K, Uの4個)				
	代替所内電気設備	新設			主蒸気系配管・クエンチャ				
	常設代替直流電源設備	新設			-				
	逃がし安全弁 (自動減圧機能なし)	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	逃がし弁機能用アキュムレータ	既設							
蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	新設	① ② ⑦ ⑨	-	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き)	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
系(非常用)による逃がし安全弁機能回復	高圧窒素ガスポンペ	既設 新設	① ③ ⑦ ⑩	-	-	-	-	-	-
	高圧窒素ガス供給系配管・弁	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	逃がし弁機能用アキュムレータ	既設							
逃がし安全弁のバックアップ	高圧窒素ガスポンペ	既設 新設	① ④ ⑦ ⑩	-	-	-	-	-	-
	高圧窒素ガス供給系配管・弁	既設							
	主蒸気系配管・弁	既設							

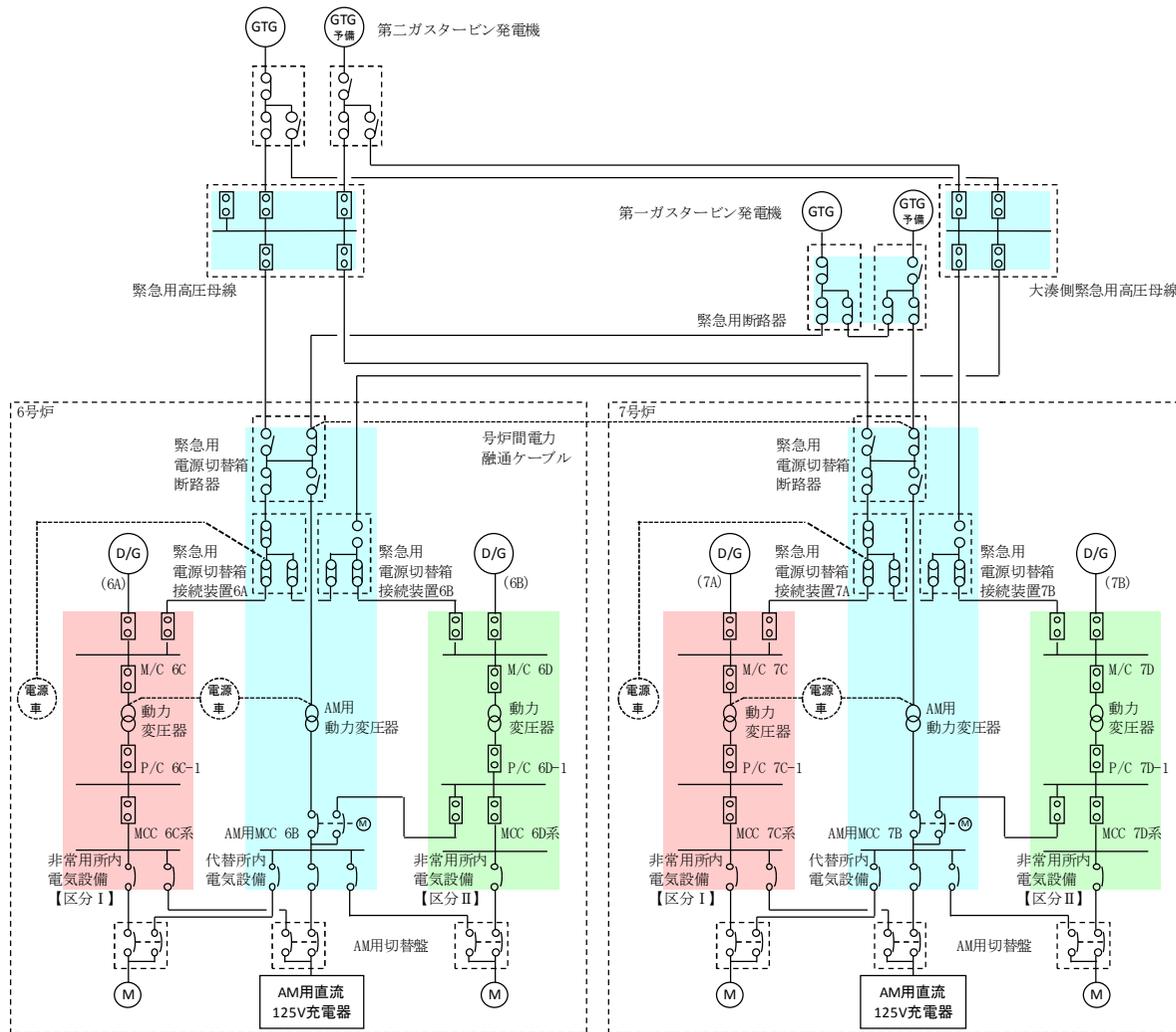
※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

### 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

: 重大事故等対処設備
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替直流電源 復旧による	可搬型直流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	に直 流給 復電 旧車	直流給電車及び可搬型 代替交流電源設備	可搬	12時間 ※1	6名 ※1	自主対策とする 理由は本文 参照
	-	-			-	-			
代替交流電源 復旧による	常設代替交流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設 備	新設							
	-	-							
格高圧溶融 接納容器の 加熱物放出 防止気直	逃がし安全弁	既設	① ⑦	-	-	-	-	-	-
	主蒸気系配管・クエン チャ	既設							
	逃がし弁機能用アキュ ムレータ	既設							
	自動減圧機能用アキュ ムレータ	既設							
バ原子炉冷 ウシダリ材 減圧力	逃がし安全弁	既設	① ⑥ ⑦	バ原子 炉冷 却材 減 圧 力	タービンバイパス弁	常設	1分	1名	自主対策とする 理由は本文 参照
	主蒸気系配管・クエン チャ	既設			タービン制御系	常設			
	逃がし弁機能用アキュ ムレータ	既設			-	-			
	自動減圧機能用アキュ ムレータ	既設			-	-			
漏えい箇所の 隔離	高圧炉心注水系注入隔 離弁	既設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	-	-							

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。



※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

**【凡例】**

- GTG : ガスタービン発電機
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
- : 遮断器
- : 断路器
- : 配線用遮断器
- : 接続装置
- : 電動切替装置
- : 切替装置

**【略語】**

- D/G : 非常用ディーゼル発電機
- M/C : メタルラット開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロールセンタ

図1 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

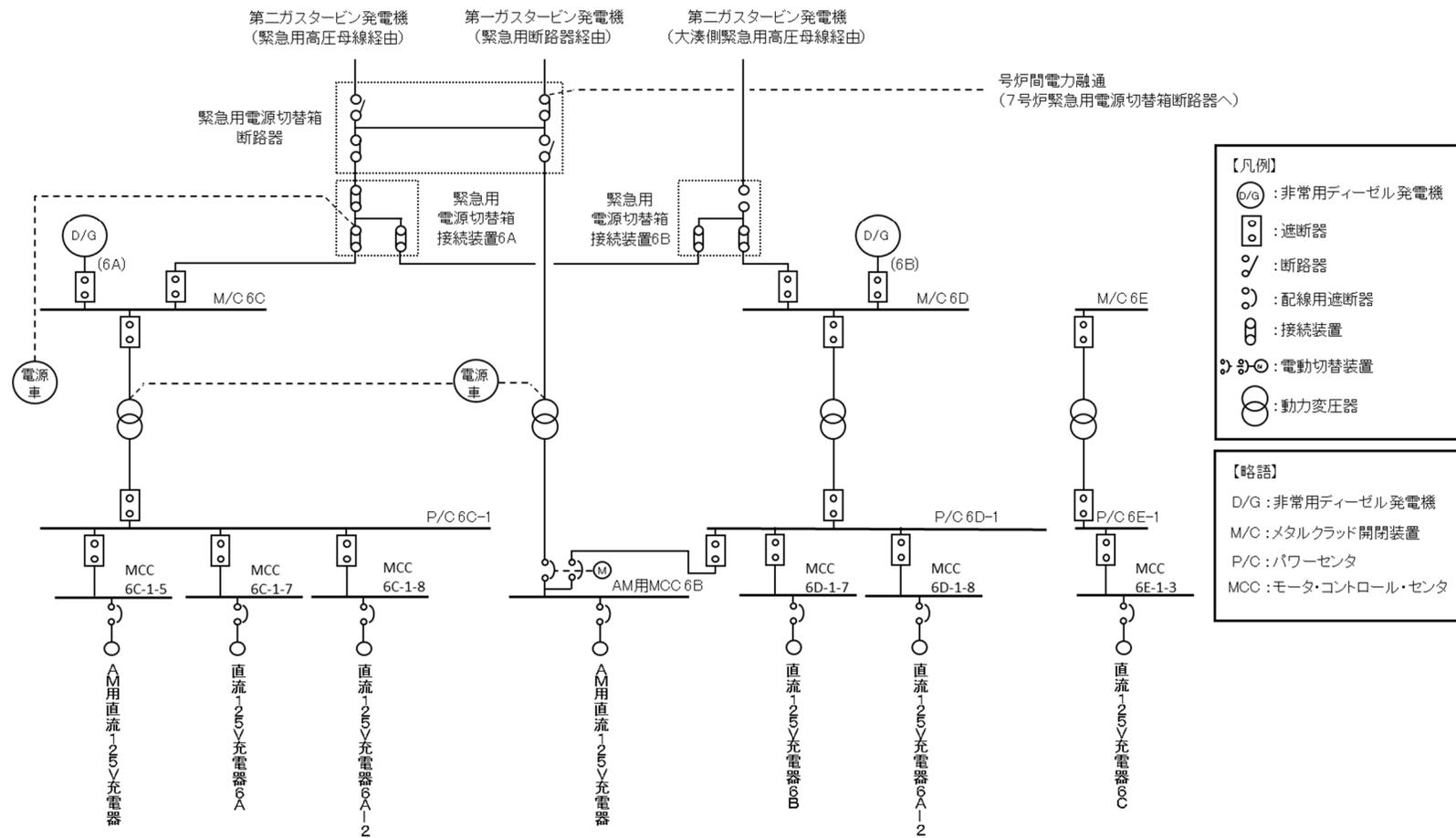


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

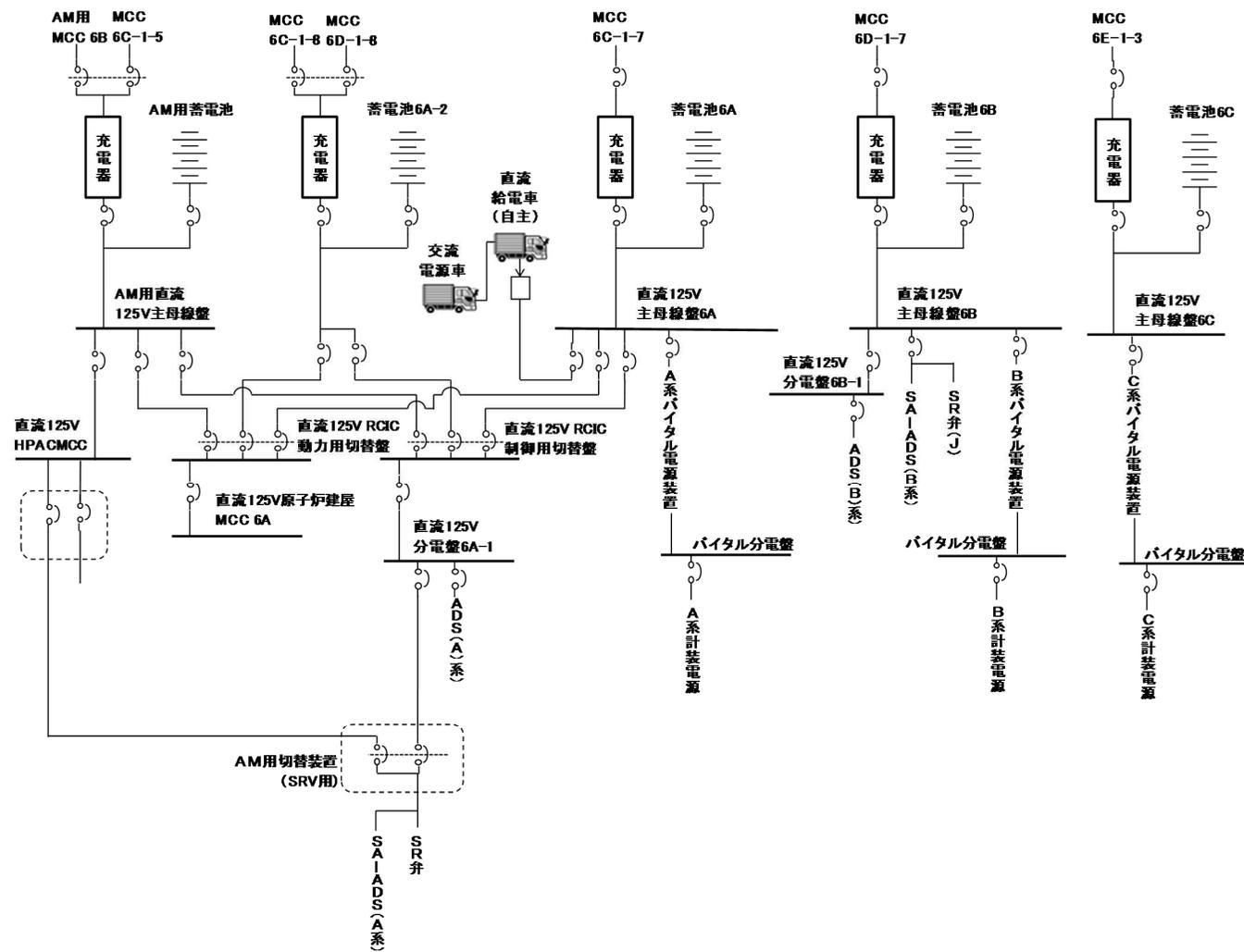


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 直流電源)

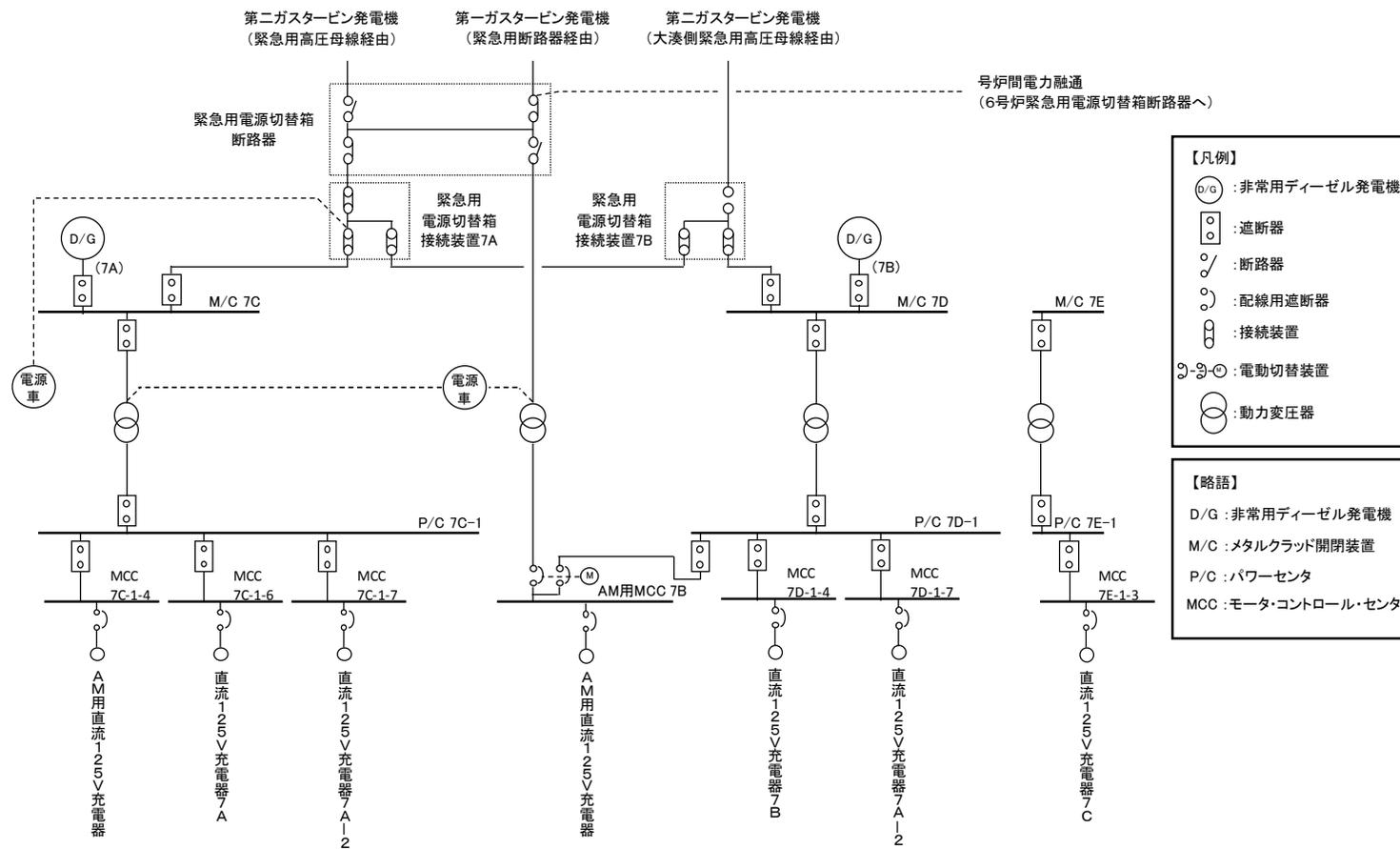


図4 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

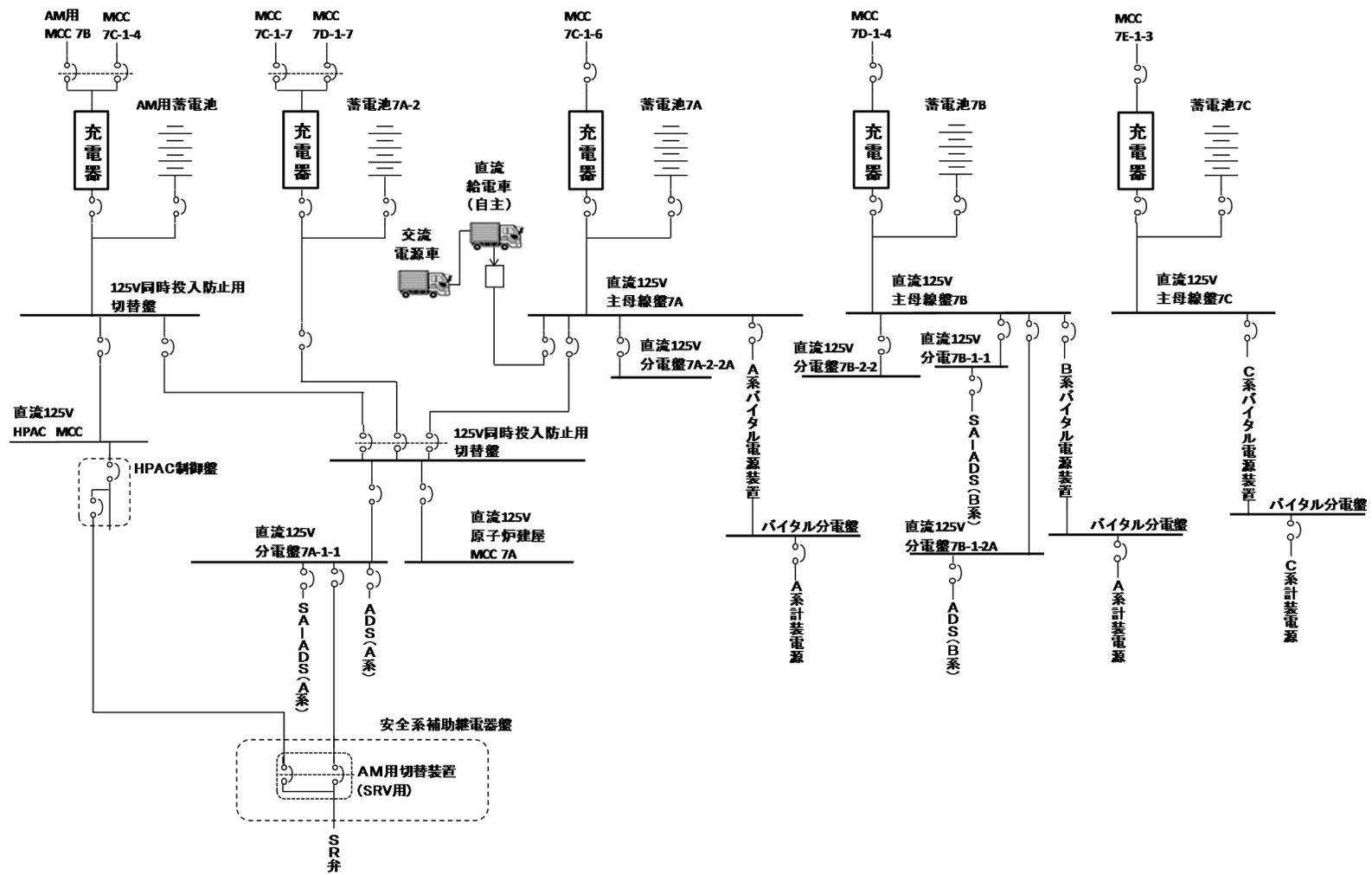


図5 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 直流電源)

## 重大事故対策の成立性

## 1. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放

## a. 操作概要

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を開放し、原子炉の減圧を実施する。その後、常設代替直流電源設備の枯渇により逃がし安全弁の駆動電源喪失を防止するため、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を継続的に供給する。

## b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階, 地下 1 階(非管理区域)

原子炉建屋 地下 1 階(管理区域)

## c. 必要要員数および操作時間

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放に必要な要員数(6名)、所要時間(35分)のうち、現場での系統構成、可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放及び現場での減圧状況確認に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。また、常設代替直流電源設備の枯渇により逃がし安全弁の駆動電源喪失を防止するため、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を継続的に供給する。(可搬型直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。)

必要要員数 : 4名(現場運転員 4名)

所要時間目安: 35分(実績時間: 28分)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



系統構成



減圧確認(現場)

2. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放

a. 操作概要

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の機能を回復させて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階, 地下 1 階(非管理区域)

原子炉建屋 地下 1 階(管理区域)

c. 必要要員数および操作時間

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放に必要な要員数(6名)、所要時間(55分)のうち、現場での系統構成、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放及び現場での減圧状況確認に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :4名(現場運転員4名)

所要時間目安:55分(実績時間:44分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続においても、通常の端子操作であり、容易に接続が可能である。

操作に必要な資機材(逃がし安全弁用可搬型蓄電池, 仮設ケーブル)は原子炉減圧操作場所近傍に配備している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



系統構成



減圧確認(現場)



逃がし安全弁用可搬型蓄電池運搬



逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続

## 3. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放

## a. 操作概要

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁(自動減圧機能なし D, E, K 又は U)の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし D, E, K 又は U)を開放する。

## b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階(非管理区域)  
 原子炉建屋 地上 1 階, 地下 1 階(管理区域)

## c. 必要要員数及び操作時間

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放に必要な要員数(6 名), 所要時間(40 分)のうち, 現場での系統構成, 減圧操作, 減圧確認に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4 名(現場運転員 4 名)  
 所要時間目安: 40 分(実績時間 : 38 分)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから, 放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり, 容易に実施可能である。

操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

操作に必要な資機材(仮設ホース, ガスケット)は系統構成操作場所近傍に配備している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声

呼出電話設備)のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



仮設ホース接続



仮設ホース

#### 4. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保

##### (1) 高圧窒素ガスポンベによる窒素ガス供給のためのライン切替え

###### a. 操作概要

高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報が発生し、逃がし安全弁の駆動源を確保する必要がある場合において、電動弁の電源が確保できず中央制御室の操作スイッチにて窒素ガスの供給ラインを高圧窒素ガスポンベ側へ切り替えることができない場合、現場での弁の手動操作にて窒素ガスの供給ラインを切り替える。

###### b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階(非管理区域)

###### c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保に必要な要員数(4名)、所要時間(20分)のうち、高圧窒素ガスポンベによる供給のためのライン切替えに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2名(現場運転員2名)

所要時間目安:20分(実績時間:13分)

###### d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

(2) 高圧窒素ガスボンベ(待機側)への切替え及び使用済み高圧窒素ガスボンベの交換

a. 操作概要

原子炉減圧操作中及び減圧完了後の逃がし安全弁開保持期間中に、逃がし安全弁作動用の高圧窒素ガス供給系(非常用)出口のボンベ圧力低警報が発生した場合、高圧窒素ガスボンベ(待機側)への切替えと使用済みボンベの交換を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保に必要な要員数(4名)、所要時間(60分)のうち、高圧窒素ガスボンベ(待機側)への切替え、使用済み高圧窒素ガスボンベの交換操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名(現場運転員 4名)

所要時間目安: 60分(実績時間: 59分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のボンベ切替え・交換操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



窒素ガスポンベ交換



窒素ガスポンベ運搬

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

a. 操作概要

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離が必要となる。破断箇所の発見又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により原子炉を減圧し、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えいを抑制する。その後は原子炉を冷温停止状態に移行させ、破断箇所の隔離操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 1 階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

インターフェイスシステム LOCA 発生時の高圧炉心注水系からの漏えい停止操作に必要な要員数(6 名)、所要時間(240 分)のうち移動、保護具装着、原子炉建屋内隔離操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :4 名(現場運転員 4 名)

所要時間目安:90 分(実績時間:60 分)

d. 操作の成立性について

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

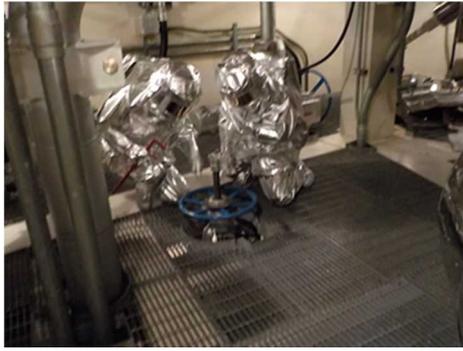
移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



現場手動弁隔離操作  
(保護具着用)



耐熱服



酸素呼吸器



保護具装着状態

インターフェイスシステム LOCA 時の概要図

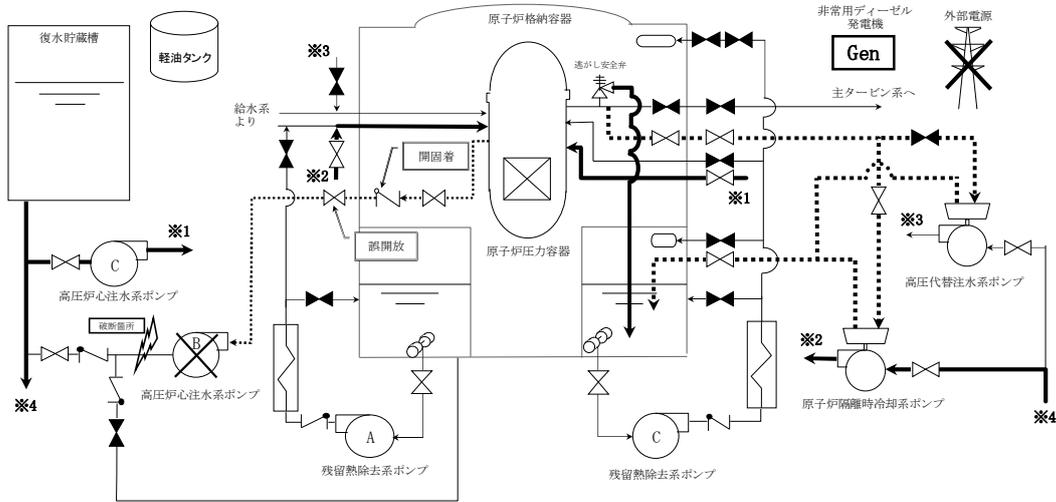


図 1 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の重大事故等対策の概要図(1/3) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)

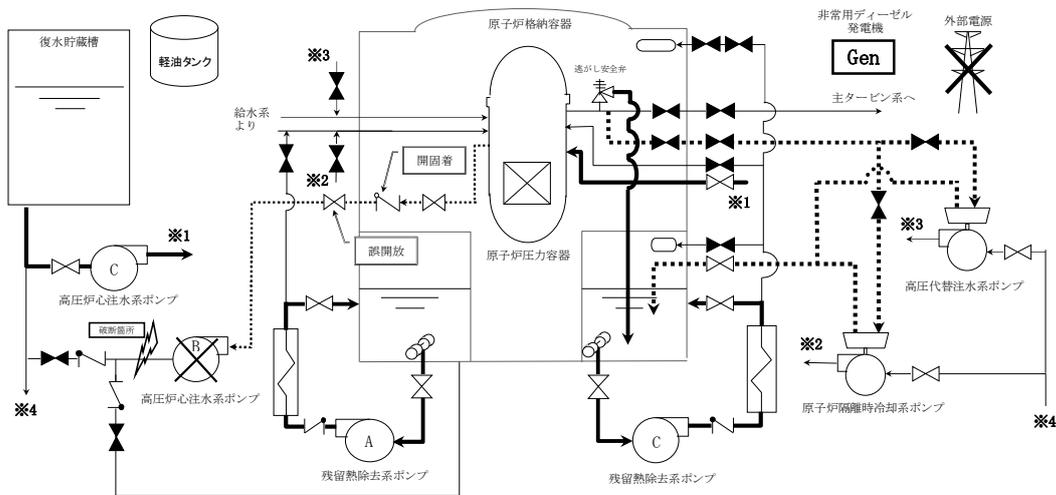


図 2 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の重大事故等対策の概要図(2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

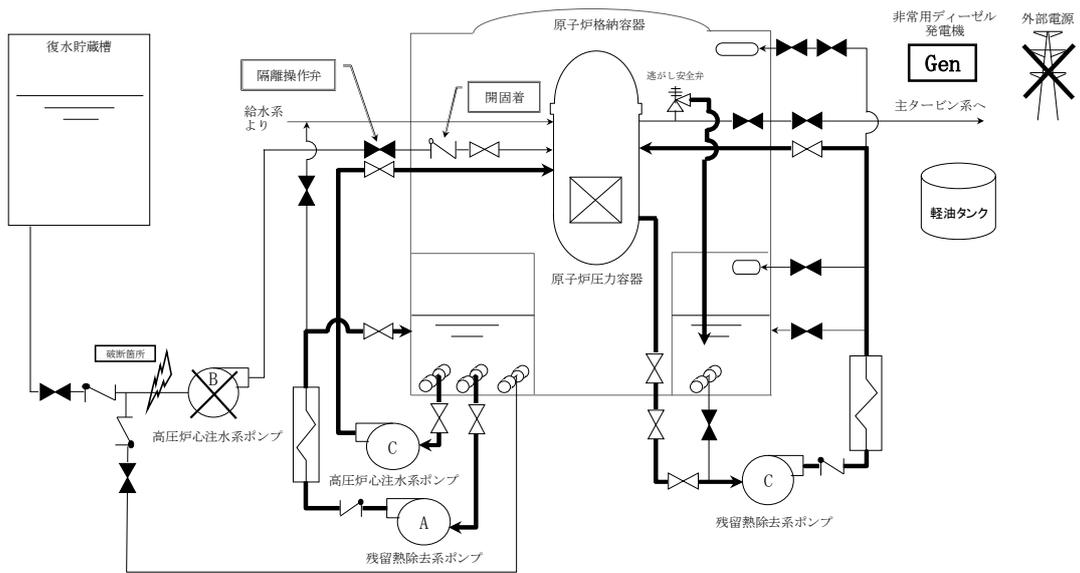


図 3 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の重大事故等対策の概要図(3/3) (原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)

## インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性が最も高い高圧炉心注水系の吸込配管としている。ここでは、低圧設計部となっている配管及び弁、計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行い、破断面積の評価及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境への影響について評価する。

## (1) インターフェイスシステム LOCA における破断面積の設定

高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着し、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心注水系の低圧設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は  $1\text{cm}^2$  を超えることはない。

そこで、インターフェイスシステム LOCA における破断面積は、保守的な想定とはなるがフランジ部の漏えい面積として保守的に  $10\text{cm}^2$  を想定することとする。

## (2) 現場の想定

## ・評価の想定と事故進展解析

ここでは、破断面積  $10\text{cm}^2$  のインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境（原子炉建屋内）に着眼し評価を行った。評価条件を表 1 に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図 1 に示す。

事象進展解析（MAAP）の実施に際して主要な仮定を以下に示す。

前提条件：事象発生と同時に外部電源喪失し原子炉スクラム、  
インターフェイスシステム LOCA 時破断面積  $10\text{cm}^2$ 、  
健全側高圧炉心注水系による注入

事象進展：弁誤開又はサーベイランス時における全開誤操作（連続開）  
（この時内側テストブルチェックも同時に機能喪失（全開））  
・状況判断の開始（弁の開閉状態確認，HPCF 室漏えい検出，ポンプ吐出圧力，エリアモニタ指示値上昇）

原子炉水位 L2 到達：原子炉隔離時冷却系の自動起動

事象発生約 15 分後：急速減圧

原子炉水位 L1.5 到達：高圧炉心注水系の自動起動

事象発生約 4 時間後：インターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離

## ・評価の結果

### ○温度・湿度・圧力の想定

主要なパラメータの時間変化を図 2 から図 4 に示す。

原子炉建屋内の温度は、事象発生直後は上昇するものの 15 分後に原子炉減圧した後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする弁室の温度も同様に、原子炉減圧操作後に低下した後、約 38℃程度で推移する。湿度については破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、事象発生約 4 時間以降低下する傾向にある。圧力については破断直後に上昇するもののブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。

### ○冷却材漏えいによる影響

破断面積 10cm<sup>2</sup> のインターフェイスシステム LOCA に伴う原子炉建屋内への原子炉内及び復水貯蔵槽からの漏えい量は、原子炉圧力容器及び復水貯蔵槽からの流出量を考慮しても最大で約 200m<sup>3</sup>/h であり、高圧炉心注入ポンプ吸込弁または復水貯蔵槽側吸込弁の閉止や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。

破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至る約 2,000m<sup>3</sup>（浸水高さ約 3m）に到達するには 10 時間以上の十分な時間余裕がある。

### ○現場の線量率の想定について

#### ・評価の想定

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

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

評価上考慮する核種は現行許認可と同じものを想定し（詳細は表 2, 3 参照）、全希ガス漏えい率（f 値）については、近年の運転実績データの最大値である 3.7×10<sup>8</sup>Bq/s を採用して評価する。なお、現行許認可ベースの f 値はこの値にさらに一桁余裕を見た 10 倍の値である。これに伴い、原子炉建屋内へ放出される放射性物質量は、許認可評価の MSLBA（主蒸気管破断事故）時に追加放出される放射性物質量の 1/10 となる。なお、冷却材中に存在する放射性物質量は、追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また、現場作業の被ばくにおいては、放射線防護具（酸素呼吸器等）を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とした。

### ・評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。

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

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

$6.2 \times 10^{-14}$  : サブマージョンモデルによる換算係数  $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

$Q_{\gamma}$  : 原子炉区域内放射エネルギー (Bq:  $\gamma$  線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$  : 原子炉区域内気相部容積 (86,000m<sup>3</sup>)

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$  線エネルギー (0.5MeV/dis)

$\mu$  : 空気に対する  $\gamma$  線のエネルギー吸収係数 ( $3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$ )

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

$V_{OF}$  : 評価対象エリア (原子炉建屋地上1階) の容積 (2,500m<sup>3</sup>)

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

### ・評価の結果

評価結果を図5に示す。外部被ばくは最大でも約15mSv/h程度であり、時間減衰によってその線量率も低下するため、線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部がブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが、中央制御室換気空調系の換気口的位置はプルーフの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内に放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる(図6)。さらに、これらの事故時には原子炉区域排気放射能高の信号により中央制御室換気空調系が非常時運転モード(循環運転)となるため、中操にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

### (3) 現場の隔離操作

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

現場の温度は3時間程度で約38℃程度まで低下することから、酸素呼吸器

及び耐熱服等の防護装備の着用を実施することで現場での隔離操作は実施可能である。

#### (4)まとめ

(2), (3)で示した評価結果より, 破断面積  $10\text{cm}^2$  のインターフェイスシステム LOCA 発生による現場の温度上昇は小さく (3 時間程度で約  $38^\circ\text{C}$ 程度), また, 現場線量率についても  $15\text{mSv/h}$  以下であることから現場操作の妨げとならず, また設備の機能も維持される。

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

表1 破断面積 10cm<sup>2</sup> のインターフェイスシステム LOCA 時における温度・湿度・圧力の評価条件

項目	内容	根拠
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定
漏えい箇所	高圧炉心注水 (B) ポンプ室	漏えいを想定した高圧炉心注水系の低圧設計部 (計装設備やフランジ部等) の設置場所
漏えい面積	高圧炉心冷却系配管 : 10cm <sup>2</sup> (1.0×10 <sup>-3</sup> m <sup>2</sup> )	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値
事故シナリオ	原子炉水位 L2 到達時点で、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始	インターロック設定値
	事象発生 15 分後に手動減圧 (逃がし安全弁 8 個)	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生 15 分後を設定
	水位回復後は崩壊熱除去相当の注水を実施し破断配管の高さにて水位制御	漏えい量低減のために実施する操作を想定
	サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転は急速減圧後に実施 (事象発生 20 分後)	減圧実施によるサプレッション・チェンバのプール水の温度上昇を抑えるための操作を想定
	事象発生約 4 時間後にインターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定
原子炉建屋への流出経路条件	原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない
評価コード	MAAP 4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝搬経路を想定
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない
原子炉スクラム	事象発生とともにスクラム	事象発生とともに外部電源喪失し、原子炉スクラムすることを想定
主蒸気隔離弁	原子炉水位 L1.5 にて自動閉	インターロック設定値
高圧炉心注水系の水源	復水貯蔵槽	高圧炉心注水系設計条件
復水貯蔵槽の水温	0~12 時間 : 50℃ 12~24 時間 : 45℃ 24 時間以降 : 40℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定
ブローアウトパネル開放圧力	3.4kPa [gage]	ブローアウトパネル設定値

表2 評価条件 (f 値, 追加放出量)

項目	評価ケース	現行許認可ベース (参考)
f 値	3.7×10 <sup>8</sup> Bq/s (現行許認可の 1/10)	3.7×10 <sup>9</sup> Bq/s
追加放出量 (Bq) (γ 線 0.5MeV 換算値)	2.28×10 <sup>14</sup>	2.28×10 <sup>15</sup>

表3 インターフェイスシステム LOCA 時の追加放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d <sup>-1</sup> )	γ 線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—		—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.95	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.04	5.82E-02	0.02	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.25	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

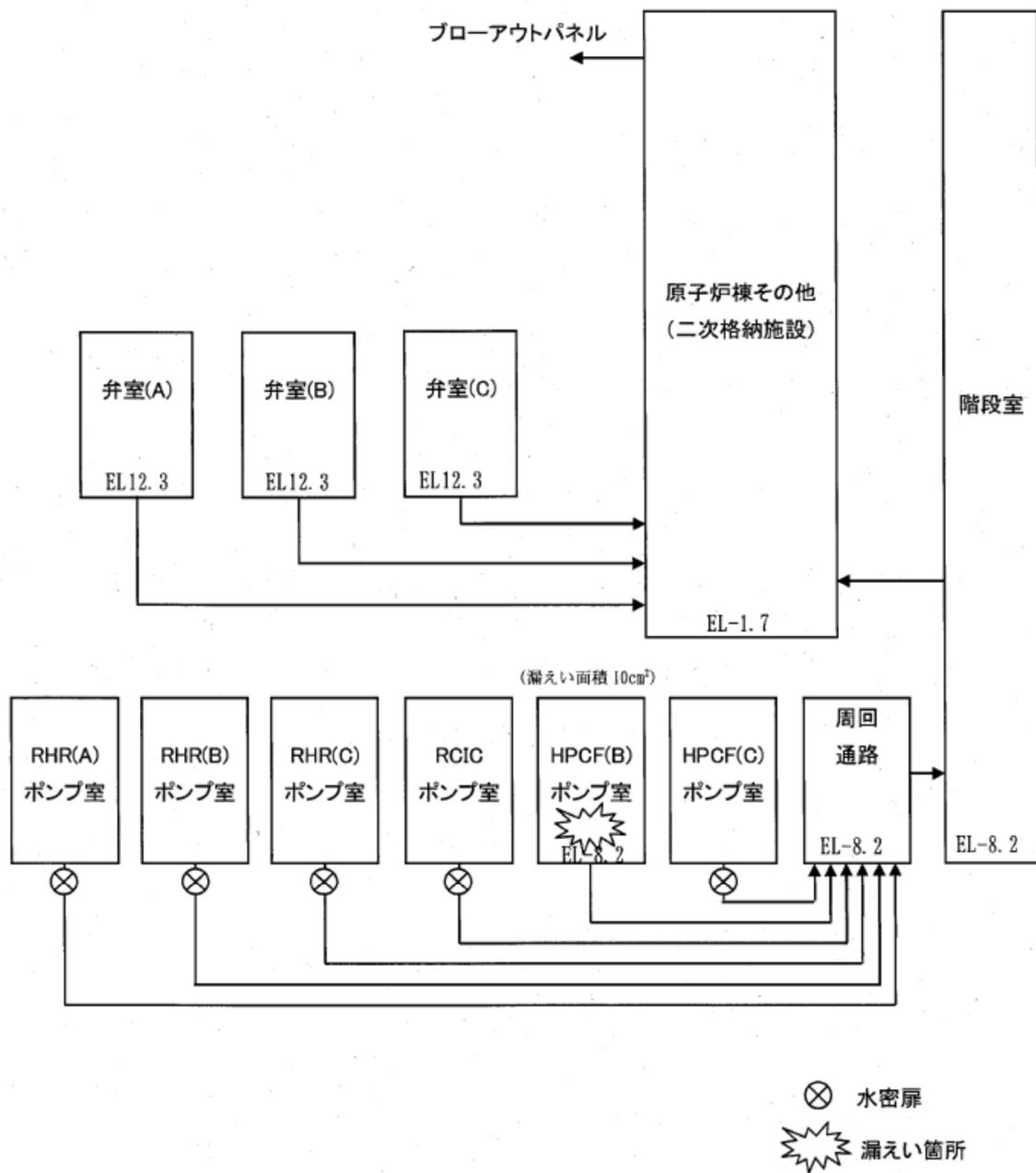


図1 インターフェイスシステムLOCAにおける原子炉建屋ノード分割モデル

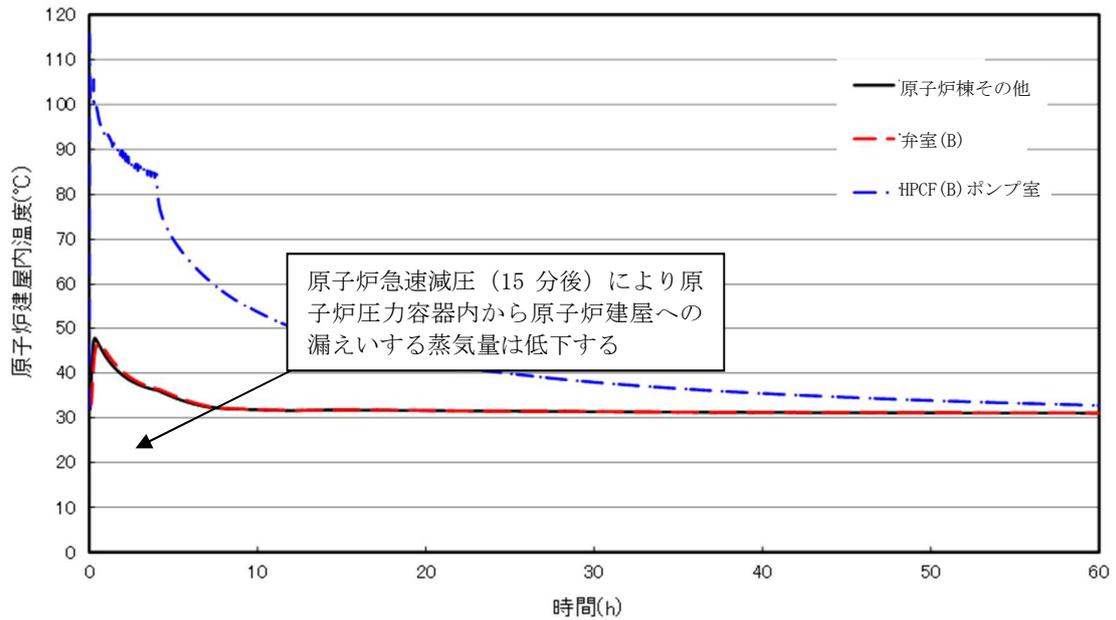


図2 原子炉建屋内の温度の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

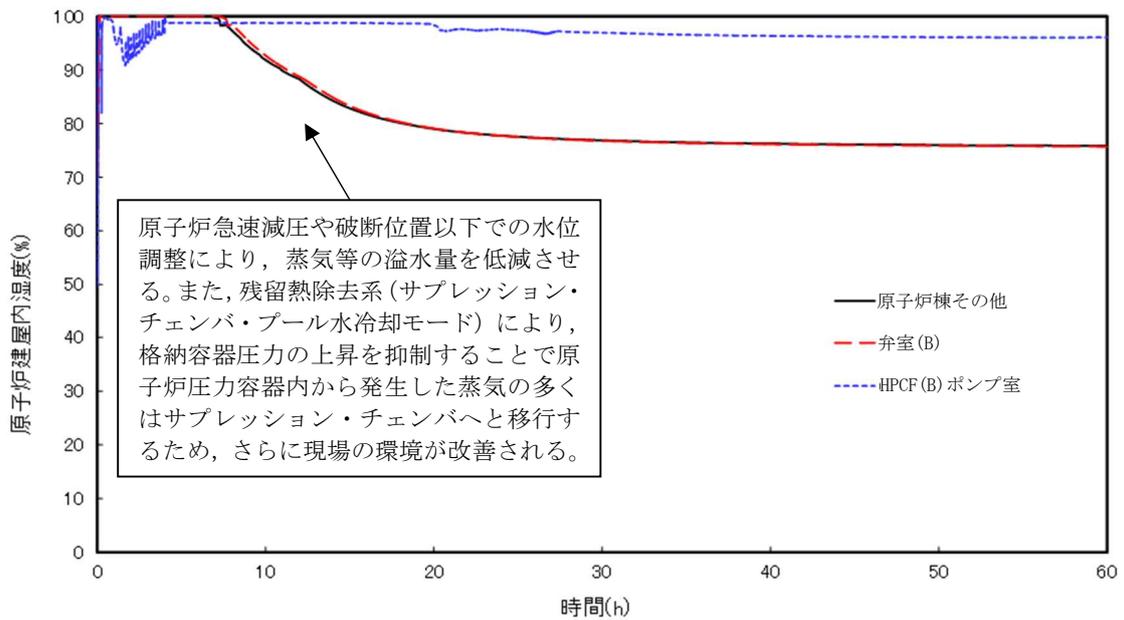


図3 原子炉建屋内の湿度の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

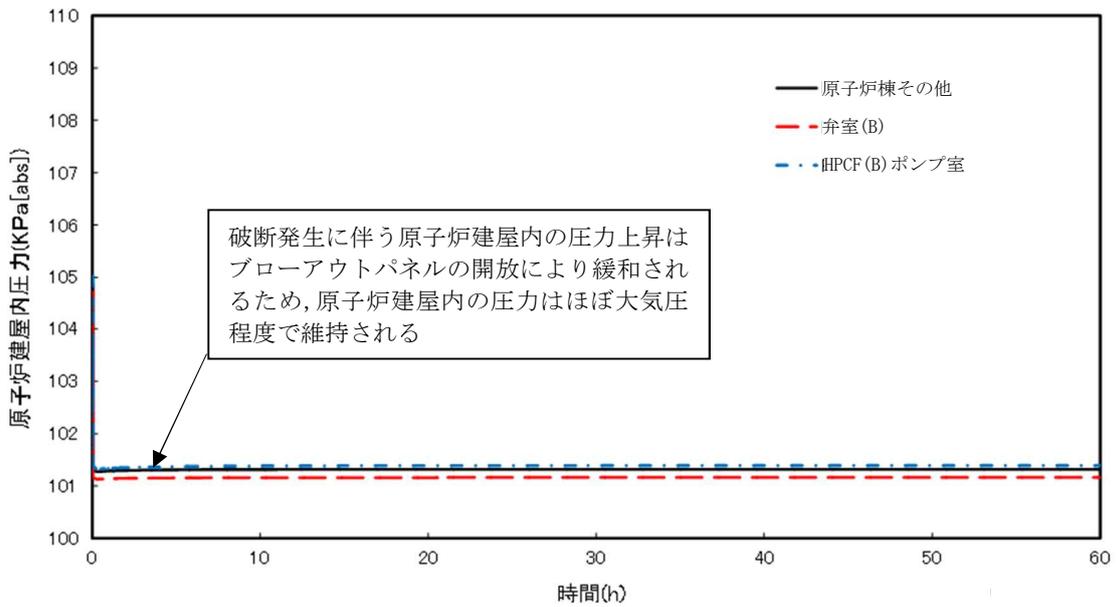


図 4 原子炉建屋内の圧力の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

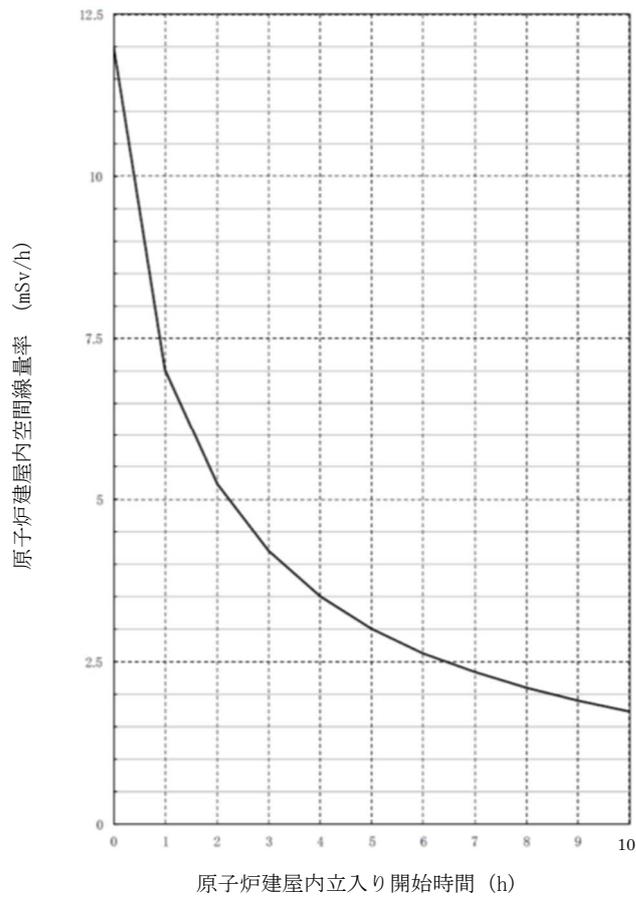


図 5 原子炉建屋内立入り開始時間と線量率の関係 (インターフェイスシステム LOCA)



(a) 平面図



(b) 断面図

図6 原子炉建屋／中央制御室の配置と換気口・ブローアウトパネルの位置関係（インターフェイスシステム LOCA）

## インターフェイスシステム LOCA 発生時の検知手段について

## (1) インターフェイスシステム LOCA 発生時の判断方法について

表 1 にインターフェイスシステム LOCA と原子炉格納容器内での LOCA が発生した場合のパラメータ比較を示す。インターフェイスシステム LOCA と原子炉格納容器内での LOCA は、どちらも原子炉冷却材の漏えい事象であるが、漏えい箇所が原子炉格納容器の内側か外側かという点で異なる。このため、原子炉圧力、原子炉水位といった原子炉冷却材一次バウンダリ内のパラメータは同様の挙動を示すが、エリアモニタや格納容器圧力といった原子炉格納容器内外のパラメータに相違が表れるので、容易にインターフェイスシステム LOCA と判別することができる。

表 1 インターフェイスシステム LOCA と原子炉格納容器内での LOCA 発生時のパラメータ比較

	各パラメータ	ISLOCA	原子炉格納容器内での LOCA
原子炉圧力容器 パラメータ	原子炉水位	変動※	変動※
	原子炉圧力	変動※	変動※
原子炉格納容器 パラメータ	格納容器圧力	変化なし	上昇
	格納容器温度	変化なし	上昇
	D/W サンプ液位	変化なし	上昇
原子炉格納容器外 パラメータ	高圧炉心注水系系統圧力	低下	変化なし
	原子炉建屋サンプポンプ運転回数	増加※	変化なし
	原子炉建屋放射線モニタ	上昇	変動なし

※漏えい量により変動しない場合がある

(2) インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい場所(エリア)の特定方法について

インターフェイスシステム LOCA 発生時は，高圧炉心注水系は図 1 に示すとおり，各部屋が分離されており，床漏えい検出器及び火災報知器による漏えい場所(エリア)の特定が可能である。また，監視カメラの情報も漏えい場所(エリア)特定の参考とすることが可能である。

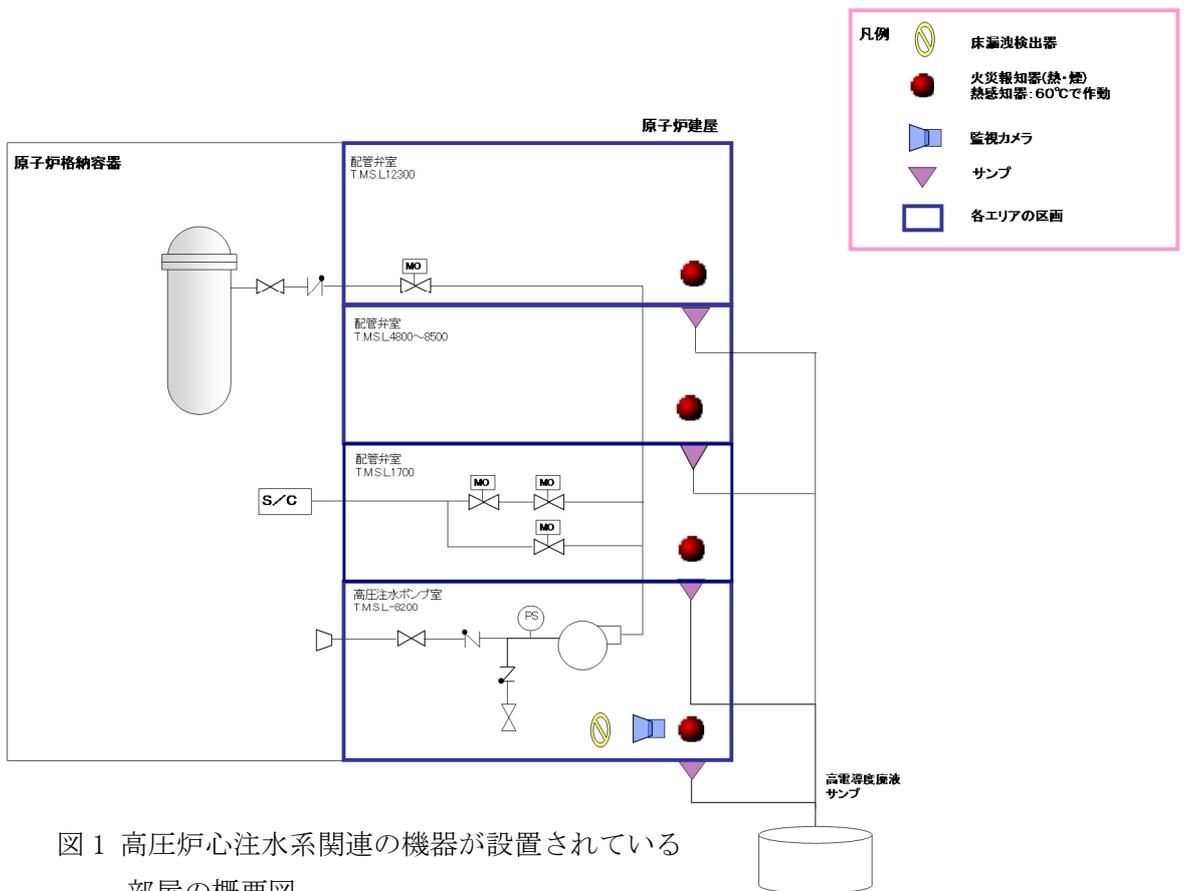


図 1 高圧炉心注水系関連の機器が設置されている部屋の概要図

## 低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系注水準備完了にて原子炉を急速減圧する条件及び理由について

原子炉を急速減圧する際は、低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台又は代替注水系 2 系による原子炉への注水準備完了を基本とするが、以下のケースにおいては原子炉への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみであっても原子炉の急速減圧操作を実施する。

なお、注水設備については、低圧代替注水系（常設）の場合、起動しているポンプの台数を基準としているが、代替注水系の場合、低圧代替注水系（常設）と比較して信頼性の点で劣ることから注水可能な系統数を基準としている。

### (1) 原子炉水位が規定値に到達した場合

#### 【判断基準】

高圧注水系の不調等により原子炉水位が規定値（レベル 1）まで低下した場合は、炉心損傷の防止又は著しい炉心損傷の抑制を目的として、原子炉への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみであっても急速減圧操作を実施する。

#### 【理由】

有効性評価においては、給水系及び復水系の全喪失、並びに高圧及び低圧注水機能の喪失により原子炉水位が低下した場合において、原子炉水位が規定値（レベル 1）に到達した段階で急速減圧を実施しているが、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台が準備できた場合を想定している。

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

一方、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台のみが準備できた場合や低圧代替注水系（常設）以外の代替注水系の 1 系のみが準備できた場合において、原子炉水位が規定値（レベル 1）に到達した段階で急速減圧を実施した場合、炉心損傷の防止はできないが、著しい炉心損傷の抑制が期待できる。

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

### (2) 原子炉格納容器パラメータが規定値に到達した場合

・ S/C 圧力制限に到達した場合

**【判断基準】**

S/C 圧力が設計限界圧力（310kPa[gage]）に接近した場合は、原子炉への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみであっても急速減圧操作を実施する。

**【理由】**

LOCA 時においても、ブローダウン経路が健全であれば、原子炉エネルギー（蒸気）はベント管を介して直接 S/P へ放出され、そのエネルギーは S/P で凝縮されることにより S/C 圧力制限値（180kPa[gage]）以下に収まる設計であるが、真空破壊弁等にバイパスリークが生じている場合は、エネルギーが S/P で凝縮されずに格納容器内へ直接放出されるため、格納容器圧力が S/C 圧力制限値以上に上昇する。これにより格納容器圧力が上昇し、S/C 圧力が設計限界圧力（310kPa[gage]）を超えた場合、格納容器が損傷するおそれがある。

したがって、急速減圧操作を実施することで、SRV を通してエネルギーを直接 S/P へ導き、S/P でそのエネルギーを凝縮させることにより、S/C 圧力の上昇を抑制する。

・ 格納容器空間部温度制限に到達した場合

**【判断基準】**

格納容器空間部温度が制限（171℃）に接近した場合は、格納容器の損傷を防止することを目的として、原子炉への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみであっても急速減圧操作を実施する。

**【理由】**

LOCA が発生すると、原子炉エネルギー（高温水、蒸気）が原子炉圧力容器から格納容器内へ放出され、格納容器空間部温度が高温となる。格納容器空間部温度が高温となった場合、D/W スプレー操作等にて格納容器の減圧及び温度上昇の抑制を試みるが、それでもなお格納容器空間部温度が設計温度（171℃）を超えた場合、格納容器が損傷するおそれがある。

したがって、急速減圧操作を実施することで、SRV を通して原子炉エネルギーを直接 S/P へ導き、S/P でそのエネルギーを凝縮させることにより、格納容器空間部温度の上昇を抑制するとともに、原子炉へ注水を促し、炉心の冷却を行う。

解釈一覧  
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順	(1)代替減圧	a. 手動による原子炉減圧	復水器が使用可能 復水器真空度がMSIV閉設定値(復水器器内圧力にて [ ] )以下に維持可能な状態	
		タービンバイパス弁の開操作が可能	タービン制御油圧力が確立(主タービン高圧制御油圧力にて圧力低警報 [ ] 以上)している状態	
		復水器が使用不可能	MSIV開不能又はタービンバイパス弁が動作不能, 又は復水器真空度がMSIV閉設定値(復水器器内圧力にて [ ] )以下に維持不可能な状態	
		逃がし安全弁の開操作が可能	逃がし安全弁作動用窒素ガスが確保(高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力にて圧力低警報 [ ] 以上)され, かつ作動電磁弁が正常(電磁弁電源断警報なし)な状態	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1)常設直流電源系統喪失時の減圧	a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合 高圧窒素ガス供給系(非常用)出口のボンベ圧力が低警報設定値 ( [ ] ) 以上確保されている場合	
		b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)作動用の窒素ガスが確保されている場合 高圧窒素ガス供給系(非常用)出口のボンベ圧力が低警報設定値 ( [ ] ) 以上確保されている場合	
		c. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合 SRV 緊急時強制制作用窒素ガスボンベ出口圧力が ( [ ] ) 以上確保されている場合	
	(2)逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧	a. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	高圧窒素ガス供給系ドライウエル入口圧力低警報が発生した場合 高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合	高圧窒素ガス供給系ドライウエル入口圧力低警報 ( [ ] 以下)が発生した場合 高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報 ( [ ] 以下)が発生した場合

操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈			
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1)常設直流電源系統喪失時の減圧	a.可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	ATWS/RPT盤 原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となる	H11-P654 原子炉圧力容器内の圧力が0.34MPaに到達する	
		高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁	P54-M0-F203		
		高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A),(B)	P54-M0-F012A,B		
		高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A),(B)供給弁	P54-M0-F003A,B		
		窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上	窒素ガスポンベ出口圧力指示値が [ ] 以上		
		b.逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	ATWS/RPT盤	H11-P654	
			高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁	P54-M0-F203	
			高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A),(B)	P54-M0-F012A,B	
			高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A),(B)供給弁	P54-M0-F003A,B	
			窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上	窒素ガスポンベ出口圧力指示値が [ ] 以上	
	多重伝送現場盤		H23-P001A-2		
	c.代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	ATWS/RPT盤	H11-P654		
		高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)	P54-F405A		
		高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)	P54-407A		
		高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)	P54-F406A		
		高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)	P54-F410A		
		高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁	P54-F403A		
		原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となる	原子炉圧力容器内の圧力が0.34MPaに到達する		
		(2)逃がし安全弁駆動窒素ガス喪失時の減圧	a.高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A),(B)供給弁 高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A),(B)	P54-M0-F003A,B P54-M0-F012A,B
			高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁	P54-M0-F203	
高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力指示値が規定値			高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力指示値が [ ] 以上		
高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報 [ ] 以下				
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順	(1)EOP「原子炉建屋制御」	逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により急速減圧を行い 逃がし安全弁(～0.34MPaまでの原子炉減圧が可能)及びタービンバイパス弁(～0MPaまでの原子炉減圧が可能)により原子炉の急速減圧(～0MPa)を行い			

## 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（海洋）への代替熱輸送

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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（交流動力電源が健全である場合）

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

c. 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

(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

c. 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）

(3) 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（海洋）への代替熱輸送

a. 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

b. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ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)原子炉補機冷却系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 重大事故対策の成立性
1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
  2. PCV ベント弁駆動源確保 [予備ポンペ]
  3. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り
  4. フィルタ装置水位調整 (水張り)
  5. フィルタ装置水位調整 (水抜き)
  6. 格納容器圧力逃がし装置停止後の N<sub>2</sub> パージ
  7. 格納容器圧力逃がし装置計装 (サンプリングポンプ起動)
  8. フィルタ装置スクラバ水 pH 調整
  9. ドレン移送ライン N<sub>2</sub> パージ
  10. ドレンタンク水抜き
  11. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
  12. 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
  13. 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保
  14. 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保
  15. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保
- 添付資料 1.5.4 解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧
  2. 操作手順の解釈一覧

## 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・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却系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処設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却系を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づけ重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（図 1.5.1）。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>\*1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第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、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッション・チェンバ・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処に用いる。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉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）による原子炉除熱」にて整理する。

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器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・チェンバ・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・チェンバ・プール水冷却モード）による格納容器除熱」及び「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器除熱」にて整理する。

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系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

原子炉補機冷却系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却系海水ポンプ
- ・原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ
- ・原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ
- ・原子炉補機冷却系サージタンク
- ・原子炉補機冷却系熱交換器
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室
- ・取水路
- ・補機冷却用海水取水路
- ・補機冷却用海水取水槽
- ・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・チェンバ・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、原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源喪失を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.5.1 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. 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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・チェンバ・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、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置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。

これら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「格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置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。

- ・ 格納容器圧力逃がし装置
- ・ 専用空気ポンベ
  
- ・ 代替格納容器圧力逃がし装置

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

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・チェンバ・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。

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。

- ・ 耐圧強化ベント系（W/W）配管・弁
- ・ 耐圧強化ベント系（D/W）配管・弁
- ・ 遠隔手動弁操作設備
- ・ 専用空気ポンベ

- ・原子炉格納容器
- ・不活性ガス系配管・弁
- ・非常用ガス処理系配管・弁
- ・真空破壊弁（S/C→D/W）
- ・主排気筒（内筒）
- ・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
- ・常設代替直流電源設備

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：格納容器圧力逃がし装置によるW/W側ベント
- 優先②：格納容器圧力逃がし装置によるD/W側ベント
- 優先③：代替格納容器圧力逃がし装置によるW/W側ベント
- 優先④：代替格納容器圧力逃がし装置によるD/W側ベント
- 優先⑤：耐圧強化ベント系によるW/W側ベント
- 優先⑥：耐圧強化ベント系によるD/W側ベント

ただし、代替格納容器圧力逃がし装置が完成するまでの期間における優先順位は、①→②→⑤→⑥の順とする。

### iii. 現場操作

格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁（空気駆動弁、電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を手動にて遠隔操作することで最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。なお、隔離弁を手動にて遠隔操作するエリアは二次格納施設外とする。

格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔手動弁操作設備
- ・専用空気ポンペ

### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備と

して位置づける。

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で使用する設備のうち、耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁、耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁、遠隔手動弁操作設備、原子炉格納容器、不活性ガス系配管・弁、非常用ガス処理系配管・弁、真空破壊弁 (S/C→D/W)、主排気筒 (内筒)、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び常設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。

現場操作で使用する設備のうち、遠隔手動弁操作設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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1.5.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード、サプレッション・チェンバ・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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

・専用空気ポンペ

重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、空気駆動弁である原子炉格納容器一次隔離弁等の駆動に必要な空気を空気ポンペより供給が可能であれば、中央制御室又は二次格納施設外からの遠隔操作が可能となり、原子炉格納容器ベント時の系統構成の手段として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク (海洋) への代替熱輸送

i. 代替原子炉補機冷却系による除熱

設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系が故障等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には、代替原子炉補機冷却系により最終ヒートシンク (海洋) へ熱を輸送する手段がある。

代替原子炉補機冷却系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水車 (熱交換器ユニット用)

- ・代替原子炉補機冷却海水ストレーナ
- ・ホース
- ・代替原子炉補機冷却系接続口
- ・原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室
- ・取水路
- ・補機冷却用海水取水路
- ・補機冷却用海水取水槽
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

代替原子炉補機冷却系とあわせ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，サブプレッション・チェンバ・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（海洋）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には，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（サブプレッション・チェンバ・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

ii. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱

上記「1.5.1(2)b.(a) i. 代替原子炉補機冷却系による除熱」の代替原子炉補機冷却系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，大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却系へ直接海水を送水する手段がある。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海

水ポンプ

- ・代替原子炉補機冷却海水ストレーナ
- ・ホース
- ・代替原子炉補機冷却系接続口
- ・原子炉補機冷却系配管・弁
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室
- ・取水路
- ・補機冷却用海水取水路
- ・補機冷却用海水取水槽
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・移動式変圧器
- ・燃料補給設備

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプとあわせ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，サブプレッション・チェンバ・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（海洋）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には，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（サブプレッション・チェンバ・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と自主対策設備

代替原子炉補機冷却系による除熱で使用する設備のうち，熱交換器ユニット，大容量送水車（熱交換器ユニット用），代替原子炉補機冷却海水ストレーナ，ホース，代替原子炉補機冷却系接続口，原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク，残留熱除去系熱交換器，海水貯留堰，スクリーン室，取水路，可搬型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づける。また，補機冷却用海水取

水路及び補機冷却用海水取水槽は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

代替原子炉補機冷却系とあわせて使用する設備のうち、常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・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1.5.1）

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、炉心及び原子炉格納容器内を除熱できる。

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

・大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を送水することから、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）とあわせて使用することで最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段として有効である。

### 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、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表1.5.1）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表1.5.2、表1.5.3）。

（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(交流動力電源が健全である場合)

#### a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。

原子炉格納容器ベント後、炉心損傷を判断した場合、又は残留熱除去系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合は、原子炉格納容器ベント弁を全閉する。

#### i. 格納容器圧力逃がし装置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<sup>※1</sup>前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力(279kPa[gage])以下に維持できない場合。

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

##### (ii) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順対応フローを図1.5.3に、概要図を1.5.6に、タイムチャートを図1.5.7及び図1.5.8に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑧以外は同様)]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限(ベントライン-1m)以下であることを確認し、格納容器圧力逃がし装置によるW/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する(原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はD/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう指示する)。

- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③現場運転員C及びDは、格納容器逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、FCVS制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びB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、格納容器補助盤にて、AC系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁及び非常用ガス処理系出口Uシール元弁の全閉操作、耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁、不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁、不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁、非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁及び換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁の全閉及び、耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全開を確認する。
- ⑧<sup>a</sup>W/Wベントの場合  
中央制御室運転員A及びBは、不活性ガス系S/Cベント弁操作空気供給弁を全開とすることで駆動空気を確保し、不活性ガス系 S/Cベント用出口隔離弁の全開操作を実施する。  
不活性ガス系 S/Cベント用出口隔離弁の駆動源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、遠隔手動操作設備により全開操作を実施する。
- ⑧<sup>b</sup>D/Wベントの場合  
中央制御室運転員A及びBは、不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁を全開とすることで駆動空気を確保し、不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁の全開操作を実施する。  
不活性ガス系 D/Wベント用出口隔離弁の駆動源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、遠隔手動操作設備により全開操作を実施する。

- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は原子炉格納容器内の圧力に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑫当直副長は、原子炉格納容器ベント開始圧力(310kPa[gage])に到達する時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、中央制御室運転員に原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開（流路面積約70%開）とし、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。  
なお、原子炉格納容器内の圧力に低下傾向が確認されなかった場合は、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の増開操作を実施する。
- ⑭中央制御室運転員A及びBは、格納容器圧力逃がし装置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の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑮中央制御室運転員A及びBは、FCVS制御盤にて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当直副長へ報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑯中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント開始後、炉心損傷を判断した場合、又は残留熱除去系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合は、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の全閉、その後不活性ガス系 S/Cベント用出口隔離弁又は不活性ガス系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、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及

び確認者) 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格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約35分で可能である。また、空気駆動弁の駆動源が確保できない場合で遠隔手動操作設備による操作を実施する場合は約75分で可能である。

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

(添付資料1.5.3-1)

## ii. PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]

残留熱除去系の機能が喪失し、格納容器逃がし装置により大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する場合、格納容器一次隔離弁(空気作動弁)を全開にして、ベントラインを構成する必要がある。通常、駆動空気供給源である計装用圧縮空気系が喪失した状況下ではAM対策用空気ボンベが駆動源となる。常設のボンベの残量が減少した場合に、常設ボンベと予備ボンベを交換し、格納容器一次隔離弁の駆動圧力を確保する。

ボンベ交換の際には、格納容器一次隔離弁(空気作動弁)を全閉とする必要があることから原子炉格納容器内の圧力が原子炉格納容器ベント開始圧力に(310kPa[gage])到達する時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、交換作業を実施する。

### (i) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器ベントラインナップ及び原子炉格納容器ベント中、各隔離弁の駆動源である空気ボンベの残量が減少した場合。

### (ii) 操作手順

PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]の手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.5.9に、タイムチャートを図1.5.10に示す。

- ・ 不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁駆動用空気ボンベ交換
  - ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁の全閉操作及び不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁駆動用空気ボンベを、使用済み空気ボンベから空気ボンベ(予備)への交換を指示する。
  - ② 中央制御室運転員A及びBは、不活性ガス系S/Cベント用出口隔離

弁の全閉操作を実施する。

- ③現場運転員C及びDは、予備ポンペを予備ポンペラックより運搬する。
- ④現場運転員C及びDは、不活性ガス系S/Cベント弁操作用空気ポンペ出口弁及びポンペ本体のバルブを全閉とし、使用中ポンペを取り外し、予備ポンペを接続する。
- ⑤現場運転員C及びDは、ポンペ本体のバルブを全開とし、ポンペ接続部から不活性ガス系S/Cベント弁操作用空気ポンペ出口弁までのリークチェックを実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは、不活性ガス系S/Cベント弁操作用空気ポンペ出口弁を全開にする。
- ⑦現場運転員C及びDは、使用済みポンペをポンペラックへ収納する。
- ⑧現場運転員C及びDは、不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁駆動用ポンペの交換完了を当直副長へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、空気ポンペ(予備)の確保を緊急時対策本部へ依頼する。

・不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁駆動用空気ポンペ交換

- ①当直副長は、手順着手の判断に基づき、運転員に不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁の全閉操作及び不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁駆動用空気ポンペを、使用済み空気ポンペから空気ポンペ(予備)への交換を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁の全閉操作を実施する。
- ③現場運転員C及びDは、予備ポンペを予備ポンペラックより運搬する。
- ④現場運転員C及びDは、不活性ガス系D/Wベント弁操作用空気ポンペ出口弁及びポンペ本体のバルブを全閉とし、使用中ポンペを取り外し、予備ポンペラックへ運搬する。
- ⑤現場運転員C及びDは、ポンペ本体のバルブを全開とし、ポンペ接続部から不活性ガス系D/Wベント弁操作用空気ポンペ出口弁までのリークチェックを実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは、不活性ガス系D/Wベント弁操作用空気ポンペ出口弁を全開にする。
- ⑦現場運転員C及びDは、使用済みポンペをポンペラックへ収納す

る。

⑧現場運転員C及びDは、不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁駆動用ポンベの交換完了を当直副長へ報告する。

⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、空気ポンベ(予備)の確保を緊急時対策本部へ依頼する。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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ポンベ交換終了まで約45分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料1.5.3-2)

### iii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

原子炉格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。

#### (i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系の機能が喪失した場合。

#### (ii) 操作手順

フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りの手順は以下のとおり。概要図を図1.5.11に、タイムチャートを図1.5.12に示す。

①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へドレン移送ポンプ水張りを指示する。

②緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁を全開操作し、フィルタベント遮蔽壁附室にてFCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動操作にて全開した後、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁を開操作することで系統内のエア抜きを実施し、エア抜き完了にてFCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め

弁を全閉する。

- ③緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプ水張りの完了を緊急時対策本部へ報告する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りの完了まで60分以内で可能である。

操作は原子炉格納容器ベント操作前の屋外であるため、作業エリアの環境による作業性への影響はない。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.5.3-3)

iv. フィルタ装置水位調整(水張り)

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

(i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(ii) 操作手順

フィルタ装置水位調整(水張り)手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.5.13に、タイムチャートを図1.5.14に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整(水張り)の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を配備し、防火水槽又は淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)へ、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からフィルタ装置補給水接続口へそれぞれ送水ホースを接続し、フィルタ装置水位調整(水張り)の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員にフィルタ装置水位調整(水張り)の開始を指示する。
- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動とFCVSフ

フィルタベント装置給水ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置への給水が開始されたことを、フィルタベント遮蔽壁附室のFCVS計器ラックにて、フィルタ装置水位指示値の上昇により確認する。その後、規定水位に到達したことを確認し、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)停止とFCVSフィルタベント装置給水ライン元弁の全閉操作及びフィルタ装置補給水接続口送水ホースの取外操作を実施する。

- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部へフィルタ装置水位調整(水張り)の完了を報告する。

### (iii) 操作の成立性

防火水槽を水源としたフィルタ装置水位調整(水張り)操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約80分、フィルタ装置水位調整(水張り)を約50分、計約130分で可能である。

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置水位調整(水張り)操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約110分、フィルタ装置水位調整(水張り)を約50分、計約160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、作業は可能である。

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

(添付資料1.5.3-4)

## v. フィルタ装置水位調整(水抜き)

フィルタ装置の水位が上限水位に到達、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合はフィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

### (i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が上限水位に到達，又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合。

(ii) 操作手順

フィルタ装置水位調整(水抜き)手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.5.15に，タイムチャートを図1.5.16に示す。

- ①緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整(水抜き)の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は，フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全開操作し，原子炉建屋外壁東側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後，フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微開とする。また，フィルタベント遮蔽壁附室にて，ドレン移送ポンプの電源が確保されていることをFCVS現場制御盤のドレン移送ポンプ運転状態ランプにより確認する。
- ③緊急時対策要員は，フィルタ装置水位調整(水抜き)系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。
- ④緊急時対策本部は，緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整(水抜き)の開始を指示する。
- ⑤緊急時対策要員は，ドレン移送ポンプA又はBの起動及びポンプ起動後，FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増し開操作により，ポンプ吐出側流量を必要流量に調整し，フィルタ装置からの排水が開始されたことをフィルタベント遮蔽壁附室FCVS計器ラックのフィルタ装置水位指示値の低下により確認する。その後，通常水位に到達した事を確認し，ドレン移送ポンプを停止し，フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁，FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全開操作し，原子炉建屋外壁東側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作する。
- ⑥緊急時対策要員は，緊急時対策本部へフィルタ装置水位調整(水抜き)の完了を報告する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置水位調整(水抜き)完了まで約135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、作業は可能である。

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

(添付資料1.5.3-5)

vi. 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留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。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

(i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系あるいは代替循環冷却系の機能が復旧し、格納容器圧力逃がし装置の停止を判断した場合。

(ii) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージ手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.5.17に、タイムチャートを図1.5.18に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へ格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージの準備開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、原子炉建屋非管理区域内サンプリングラックにて、フィルタ装置の水素濃度測定のため、系統構成及び工具準備、サンプリングポンプの起動、フィルタ装置水素濃度計の校正を実施する。また、原子炉建屋外壁南側(屋外)へ可搬型窒素供給装置を配備し送気ホースを接続口へ取付操作し、窒素ガス注入の準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスの注入開始を指

示する。

- ④緊急時対策要員は、原子炉建屋外壁南側(屋外)にて、FCVS PCV ベントラインフィルタベント側N<sub>2</sub>パージ用元弁の開操作により窒素ガスの注入を実施する。
- ⑤緊急時対策要員は、フィルタ装置水素濃度計の校正完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑥緊急時対策本部は、可搬型窒素供給装置からの窒素注入の完了及びフィルタ装置水素濃度計の校正完了を当直長に連絡するとともに、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の監視を依頼する。
- ⑦当直副長は、中央制御室運転員にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度を監視するよう指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、FCVS制御盤にて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、フィルタ装置水素濃度指示値により水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し、窒素ガス注入完了を当直副長へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ窒素ガス注入完了を報告する。当直副長は中央制御室運転員へ継続的なフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の監視を指示する。
- ⑩緊急時対策本部は、緊急時対策要員へ窒素ガス注入の停止操作を指示する。
- ⑪緊急時対策要員は、原子炉建屋外壁南側(屋外)にてFCVS PCVベントラインフィルタベント側N<sub>2</sub>パージ用元弁の全閉操作を実施し、窒素ガスの注入停止を緊急時対策本部に報告する。
- ⑫中央制御室運転員Aは、窒素ガスの注入停止後のフィルタ装置入口圧力指示値及びフィルタ装置水素濃度指示値が窒素ガス注入完了時の指示値と差異が発生しないことを継続的に監視する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視をもって格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージの完了を緊急時対策本部へ報告する。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージ完了まで約240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、作業は可能である。

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

(添付資料1.5.3-6, 1.5.3-7)

#### vii. フィルタ装置スクラバ水pH調整

排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置の水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水のpHが規定値よりも低くなった場合に薬液を補給する。

##### (i) 手順着手の判断基準

排気ガスの凝縮水により、フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合。

##### (ii) 操作手順

フィルタ装置スクラバ水pH調整の手順は以下のとおり。概要図を図1.5.19に、タイムチャートを図1.5.20に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へスクラバ水のpH測定及び薬液補給の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は、当直長にスクラバ水のpH値及び水位を確認するよう依頼する。
- ③緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)へ薬液補給用として空気圧縮機、ホース接続、補給用ポンプ及び薬液を配備するとともに、フィルタベント遮蔽壁附室にて、系統構成のためフィルタベント装置 pH 計入口止め弁、フィルタベント装置 pH 計出口止め弁を全開操作した後 pH 計サンプルポンプを起動させ、サンプルポンプの起動を緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長へ報告する。
- ④当直副長は、スクラバ水の pH 値及び水位を確認するよう中央制御室運転員に指示する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、FCVS 制御盤のフィルタ装置スクラバ水 pH 指示値により確認した pH 値及びフィルタ装置水位指示値により確認した水位を当直副長へ報告する。当直長は、当直副長からの依頼に基づき、pH 値と水位を緊急時対策本部へ報告する。

- ⑥緊急時対策本部は、当直長からの報告に基づき算出された量の薬液を補給するよう緊急時対策要員に指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、薬液補給のためFCVSフィルタベント装置給水ライン元弁を全開操作し、補給用ポンプを起動、算出された量の薬液を補給する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、FCVS制御盤のフィルタ装置スクラバ水pH指示値によりスクラバ水のpHが規定値であることを確認し、薬液補給の完了を当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、薬液補給の完了を緊急時対策本部に報告する。緊急時対策本部は緊急時対策要員に薬液補給の停止とpH測定の停止を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、補給用ポンプを停止し、FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁を全閉操作の後、pH計サンプルポンプを停止し、フィルタベント装置pH計入口止め弁、フィルタベント装置pH計出口止め弁を全閉操作し、緊急時対策本部へスクラバ水pH調整作業完了を報告する。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始の判断をしてから格納容器圧力逃がし装置スクラバ水pH調整完了まで約90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、作業は可能である。

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

(添付資料 1.5.3-8)

### viii. ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ

フィルタ装置水位調整(水抜き)後、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。

#### (i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位調整(水抜き)完了後又はドレンタンク水抜き完了

後。

#### (ii) 操作手順

ドレン移送ラインN<sub>2</sub>ページの概要は以下のとおり。概要図を図1.5.21に、タイムチャートを図1.5.22に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へドレン移送ラインN<sub>2</sub>ページの準備開始を指示する。
- ② 緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、可搬型窒素供給装置を配置し、排水ライン接続口に可搬型窒素供給装置からの送気ホースを排水ライン窒素供給口へ接続する。FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を開操作し、原子炉建屋外壁東側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作し、窒素ガス注入の準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ③ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスの注入開始を指示する。
- ④ 緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンラインN<sub>2</sub>ページ用元弁を全開操作し、窒素ガスの注入を開始する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、FCVSフィルタベント装置ドレンラインN<sub>2</sub>ページ用元弁を全閉操作し、窒素ガスの注入を停止した後、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全閉操作し、原子炉建屋外壁東側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全閉操作し、ドレン移送ポンプ出口ライン配管内が正圧で維持されていることをドレン移送ライン圧力指示値により確認し、ドレン移送ラインN<sub>2</sub>ページが完了したことを緊急時対策本部へ報告する。

#### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドレン移送ラインN<sub>2</sub>ページ完了まで約100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、作業は可能である。

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

(添付資料1.5.3-9)

ix. ドレンタンク水抜き

ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。

(i) 手順着手の判断基準

ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合。

(ii) 操作手順

ドレンタンク水抜きの概要は以下のとおり。概要図を図1.5.23に、タイムチャートを図1.5.24に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員にドレンタンク水抜きを指示する。
- ②緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁附室にて、ドレン移送ポンプの電源が確保されていることをFCVS現場制御盤ドレン移送ポンプ運転状態ランプにより確認し、FCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動操作にて全閉とする。フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全開操作し、原子炉建屋外壁東側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微開とし、ドレン移送ポンプを起動した後、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増し開操作により、ポンプ吐出側流量を必要流量に調整し、ドレンタンク内の水をサブプレッション・チェンバへ排水する。
- ③緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁附室FCVS計器ラックのドレンタンク水位指示値にて排水による水位の低下を確認し、ドレン移送ポンプを停止した後、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁、

FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全閉操作し、原子炉建屋外壁東側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全閉操作、フィルタベント遮蔽壁附室にて、FCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動操作にて全開とし、ドレンタンク水抜きのを完了を緊急時対策本部へ報告する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドレンタンク水抜き完了まで約105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、作業は可能である。

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

(添付資料1.5.3-10)

b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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、代替格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。

原子炉格納容器ベント後、炉心損傷を判断した場合、又は残留熱除去系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、代替格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合は、原子炉格納容器ベント弁を全閉する。

i. 代替格納容器圧力逃がし装置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<sup>※1</sup>前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力(279kPa[gage])以下に維持できない場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失<sup>※2</sup>した場合。

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

合。

※2: 「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」設備に故障が発生した場合。

(ii) 操作手順

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローは図1.5.3に、概要図を図1.5.25に、タイムチャートを図1.5.26及び図1.5.27に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合, 手順⑥⑫以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限(ベントライン-1m)以下であることを確認し、代替格納容器圧力逃がし装置によるW/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する(原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はD/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう指示する)。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③現場運転員C及びDは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。
- ⑥<sup>a</sup>W/Wベントの場合  
中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、D/W側第一隔離弁及びD/W側第二隔離弁の全閉を確認し、S/C側第二隔離弁を全開する。
- ⑥<sup>b</sup>D/Wベントの場合  
中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成

として、S/C 側第一隔離弁及び S/C 側第二隔離弁の全閉を確認し、D/W 側第二隔離弁を全開する。

- ⑦中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。
- ⑧当直副長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉格納容器ベント開始圧力(310kPa[gage])に到達する時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、中央制御室運転員に原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑫<sup>a</sup>W/Wベントの場合  
中央制御室運転員 A 及び B は、S/C 側第一隔離弁を全開とし、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を開始する。
- ⑫<sup>b</sup>D/Wベントの場合  
中央制御室運転員 A 及び B は、D/W 側第一隔離弁を全開とし、代替格納容器圧力逃がし装置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 及び B は、代替格納容器圧力逃がし装置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の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑭中央制御室運転員A及びBは、制御盤にて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当直副長へ報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑮中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント開始後、炉心損傷を判断した場合、又は[残留熱除去系による格納容器除熱機能](#)

及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、代替格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合は、S/C側第一隔離弁又はD/W側第一隔離弁の全閉、その後にS/C側第二隔離弁又はD/W側第二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、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約25分で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.5.3-11)

ii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

原子炉格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1)a. iii フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」の操作手順と同様である。

iii. フィルタ装置水位調整(水張り)

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. iv フィルタ装置水位調整(水張り)」の操作手順と同様である。

iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)

フィルタ装置の水位が上限水位に到達した場合及びフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達した場合は、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. v フィルタ装置水位調整(水抜き)」の操作手順と同様である。

v. 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>ページ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留された放

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。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. vi 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージ」の操作手順と同様である。

#### vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整

排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置の水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水のpHが規定値よりも低くなった場合に薬液を補給する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. vii フィルタ装置スクラバ水pH調整」の操作手順と同様である。

#### vii. ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ

フィルタ装置水位調整(水抜き)後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. viii ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ」の操作手順と同様である。

#### viii. ドレンタンク水抜き

ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. ix ドレンタンク水抜き」の操作手順と同様である。

#### c. 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

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。

原子炉格納容器ベント後、炉心損傷を判断した場合、又は残留熱除去系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、耐圧強化ベント系を停止できると判断した場合は、原子炉格納容器ベント弁を

全閉する。

i. 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<sup>\*1</sup>前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（279kPa[gage]）以下に維持できない場合で、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失<sup>\*2</sup>した場合。

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

※2:「格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、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図1.5.3に、概要図を図1.5.28に、タイムチャートを図1.5.29及び図1.5.30に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順①以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、耐圧強化ベント系によるW/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はD/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による除熱準備開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ③現場運転員C及びD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動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びB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動弁の電源が確保されたこと、及び監視計

器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ⑤中央制御室運転員A及びB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、格納容器補助盤にて、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及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁及び非常用ガス処理系出口Uシール元弁の全閉操作、不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁、不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁、非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁及び換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁の全閉確認を実施する。
- ⑦現場運転員C及びDは、PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気ボンベ出口弁を全開とすることで、耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の駆動源を確保し、当直副長へ報告する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全閉操作を実施する。  
現場運転員C及びDは、遠隔手動操作設備により耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑨現場運転員C及びDは、PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気ボンベ出口弁を全開とすることで、耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁の駆動源を確保し、当直副長へ報告する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁の全開操作を実施する。  
耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁の駆動源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、遠隔手動操作設備により全開操作を実施する。
- ⑪<sup>a</sup>W/Wベントの場合  
中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、不活性ガス系S/Cベント弁操作空気供給弁を全開とし駆動源を確保することで、不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁の全開操作を実施する。  
不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁の駆動源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、遠隔手動操作設備により全開操作を

施する。

⑪<sup>b</sup>D/Wベントの場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁を全開とし駆動源を確保することで、不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁の全開操作を実施する。

不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁の駆動源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、遠隔手動操作設備により全開操作を実施する。

⑫中央制御室運転員A及びB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当直副長へ報告する。

⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、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緊急時対策本部へ報告する。

⑭当直副長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。

⑮当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント開始を緊急時対策本部へ報告する。

⑯当直副長は、原子炉格納容器ベント開始圧力(310kPa[gage])に到達する時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、中央制御室運転員に耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑰中央制御室運転員A及びBは、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開（流路面積約70%開）とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

なお、原子炉格納容器内の圧力に低下傾向が確認されなかった場合は、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の増開操作を実施する。

⑱中央制御室運転員A及びB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、当直副長へ報告する。また、当直長は、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緊急時対策本部へ報告する。

⑲中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント開始後、炉心損傷を判断した場合、又は残留熱除去系による格納容器除熱機能及び

可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、耐圧強化ベント系を停止できると判断した場合は、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の全閉、その後不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁又は不活性ガス系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、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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60分以内で可能である。また、空気駆動弁の駆動源が確保できない場合で遠隔手動操作設備による操作を実施する場合は約180分で可能である。

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

(添付資料1.5.3-12)

ii. PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]

原子炉格納容器内の圧力上昇に対する原子炉格納容器ベントの必要性が認識された場合、ベント隔離弁を「全開」にして、ベントラインを構成する必要がある。通常、駆動源である計装用圧縮空気系が喪失した状況下ではAM対策用空気ボンベが駆動源となる。常設のボンベの残量が減少した場合に、常設ボンベと予備ボンベを交換し、隔離弁の駆動圧力を確保する。

ボンベ交換の際には、格納容器一次隔離弁(空気作動弁)を全閉とする必要があることから原子炉格納容器内の圧力が原子炉格納容器ベント開始圧力に(310kPa[gage])到達する時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、交換作業を実施する。

(i) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器ベントラインナップ及び原子炉格納容器ベント中、各隔離弁の駆動源である空気ボンベの残量が減少した場合。

(ii) 操作手順

PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]の手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.5.9に、タイムチャートを図1.5.10に示す。

- ・不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁駆動用空気ボンベ交換  
操作手順については、「1.5.2.1(1)a. ii PCVベント弁駆動源確保  
[予備ボンベ]」の操作手順と同様である。
- ・不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁駆動用空気ボンベ交換  
操作手順については、「1.5.2.1(1)a. ii PCVベント弁駆動源確保  
[予備ボンベ]」の操作手順と同様である。
- ・耐圧強化ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁操作用空気ボンベ交換
  - ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁の全閉及び耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁駆動用空気ボンベを使用済みの空気ボンベから予備空気ボンベへの交換を指示する。
  - ②中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁の全閉操作を実施する。
  - ③現場運転員C及びDは、予備ボンベを予備ボンベラックより運搬する。
  - ④現場運転員C及びDは、PCVベントライン排気筒側隔離弁操作用空気ボンベ出口弁及びボンベ本体のバルブを全閉とし、使用中のボンベを取り外し、予備ボンベを接続する。
  - ⑤現場運転員C及びDは、ボンベ本体のバルブを全開とし、ボンベ接続部からPCVベントライン排気筒側隔離弁操作用空気ボンベ出口弁までのリークチェックを実施する。
  - ⑥現場運転員C及びDは、PCVベントライン排気筒側隔離弁操作用空気ボンベ出口弁を全開にする。
  - ⑦現場運転員C及びDは、使用済みボンベをボンベラックへ収納する。
  - ⑧現場運転員C及びDは、耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁駆動用ボンベの交換終了を当直副長へ報告する。
  - ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、空気ボンベ(予備)の確保を緊急時対策本部へ依頼する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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

断してからボンベ交換終了まで約45分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料1.5.3-2)

(2)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合)

a.格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)

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、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。

原子炉格納容器ベント後、炉心損傷を判断した場合、又は残留熱除去系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合は、原子炉格納容器ベント弁を全閉する。

なお、全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行うとともに二次格納施設内の系統構成は事前に着手する。

i.格納容器圧力逃がし装置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

『二次格納施設内の系統構成』

全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めない場合。

『原子炉格納容器ベント準備』

炉心損傷<sup>\*1</sup>前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力(279kPa[gage])以下に維持できない場合。

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

(ii)操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順対応フローを図1.5.3に、概要図を1.5.31に、タイムチャートを図1.5.32及び図1.5.33に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑧以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、二次格納施設内の系統構成を現場運転員に指示する。現場運転員E及びFは、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁及び非常用ガス処理系出口Uシール元弁の全閉操作を実施する。
- ②当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、格納容器圧力逃がし装置によるW/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はD/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント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。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、FCVS制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁、非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁及び換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁の全閉及び、耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全開を確認する。
- ⑦現場運転員E及びFは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁、不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁の全閉を確認する。
- ⑧<sup>a</sup>W/Wベントの場合  
現場運転員C及びDは、不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。また、遠隔手動弁操作

設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、不活性ガス系S/Cベント弁操作空気供給弁を現場で手動開し、不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁を中央制御室の操作にて全開する手段がある。更にS/Cベント弁逆操作空気排気側止め弁を全閉、不活性ガス系S/Cベント弁操作空気供給弁及びS/Cベント弁操作空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、不活性ガス系 S/Cベント用出口隔離弁を全開とする手段がある。

⑧<sup>b</sup>D/W ベントの場合

現場運転員C及びDは、不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁を現場で手動開し、不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁を中央制御室の操作にて全開する手段がある。更にD/Wベント弁逆操作空気排気側止め弁を全閉、不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁及びD/Wベント弁操作空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁を全開とする手段がある。

⑨中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。

⑪当直副長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は原子炉格納容器内の圧力に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの開始を緊急時対策本部へ報告する。

⑬当直副長は、原子炉格納容器ベント開始圧力(310kPa[gage])に到達する時間、弁操作に必要な時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、運転員に原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑭現場運転員 C 及び D は、不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開（流路面積約 70%開）とし、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の開操作が

できない場合は、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開（流路面積約 70%開）とし、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。

なお、原子炉格納容器内の圧力に低下傾向が確認されなかった場合は、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の増開操作を実施する。

- ⑮中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器圧力逃がし装置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の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑯中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にて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当直副長へ報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑰中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉格納容器ベント開始後、炉心損傷を判断した場合、又は残留熱除去系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系機能が回復し、格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合は、不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁又は PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁の全閉、その後不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁又は不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁の全閉操作をするよう現場運転員に指示する。
- ⑱現場運転員 C 及び D は、不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁又は PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉、その後不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁又は不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉とする。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約55分で可能である。

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

遠隔手動弁操作設備の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

また、作業エリアにはバッテリー内蔵型LED照明を配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保しているが、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行する。

(添付資料1.5.3-1)

#### ii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

原子炉格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1)a. iii フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」の操作手順と同様である。

#### iii. フィルタ装置水位調整(水張り)

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. iv フィルタ装置水位調整(水張り)」の操作手順と同様である。

#### iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)

フィルタ装置の水位が上限水位に到達した場合及びフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達した場合は、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備より受電可能である。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. v フィルタ装置水位調整(水抜き)」の操作手順と同様である。

#### v. 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パーージ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留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。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパーージを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. vi 格納容器圧力逃がし

装置停止後のN<sub>2</sub>パージ」の操作手順と同様である。

vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整

排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置の水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水のpHが規定値よりも低くなった場合に薬液を補給する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. vii フィルタ装置スクラバ水pH調整」の操作手順と同様である。

vii. ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ

フィルタ装置水位調整(水抜き)後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. viii ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ」の操作手順と同様である。

viii. ドレンタンク水抜き

ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備より受電可能である。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. ix ドレンタンク水抜き」の操作手順と同様である。

b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)

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、代替格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。

原子炉格納容器ベント後、炉心損傷を判断した場合、又は残留熱除去系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、代替格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合は、原子炉格納容器ベント弁を全閉する。

i. 代替格納容器圧力逃がし装置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<sup>※1</sup>前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（279kPa〔gage〕）以下に維持できない場合、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失<sup>※2</sup>した場合。

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

※2:「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

(ii) 操作手順

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローは図1.5.3に、概要図を図1.5.34に、タイムチャートを図1.5.35及び図1.5.36に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑤⑩以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、代替格納容器圧力逃がし装置によるW/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はD/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に代替格納容器圧力逃がし装置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及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント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及びBは、制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。

⑤<sup>a</sup>W/Wベントの場合

現場運転員 C 及び D は、D/W 側第一隔離弁及び D/W 側第二隔離弁の遠隔手動弁操作設備の開度指示にて全閉を確認し、S/C 側第二隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。

⑤<sup>b</sup>D/Wベントの場合

現場運転員 C 及び D は、S/C 側第一隔離弁及び S/C 側第二隔離弁の遠隔手動弁操作設備による操作の開度指示にて全閉を確認し、D/W 側第二隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。

⑥中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。

⑦当直副長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。

⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。

⑨当直副長は、原子炉格納容器ベント開始圧力(310kPa[gage])に到達する時間、弁操作に必要な時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、運転員に原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの開始を緊急時対策本部へ報告する。

⑪<sup>a</sup>W/Wベントの場合

現場運転員 C 及び D は、S/C 側第一隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を開始する。

⑪<sup>b</sup>D/Wベントの場合

現場運転員 C 及び D は、D/W 側第一隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし代替格納容器圧力逃がし装置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及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置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の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

- ⑬中央制御室運転員A及びBは、制御盤にて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当直副長へ報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑭中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント開始後、炉心損傷を判断した場合、又は**残留熱除去系による格納容器除熱機能**及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、代替格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合は、S/C側第一隔離弁又はD/W側第一隔離弁の全閉、その後S/C側第二隔離弁又はD/W側第二隔離弁の全閉操作をするよう現場運転員に指示する。
- ⑮現場運転員C及びDは、S/C側第一隔離弁又はD/W側第一隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉、その後S/C側第二隔離弁又はD/W側第二隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉とする。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約40分で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

遠隔手動弁操作設備の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

また、作業エリアにはバッテリー内蔵型LED照明を配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保しているが、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行する。

(添付資料1.5.3-11)

## ii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

原子炉格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1)a. iii フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」の操作手順と同様である。

### iii. フィルタ装置水位調整(水張り)

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. iv フィルタ装置水位調整(水張り)」の操作手順と同様である。

### iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)

フィルタ装置の水位が上限水位に到達した場合及びフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達した場合は、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備より受電可能である。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. v フィルタ装置水位調整(水抜き)」の操作手順と同様である。

### v. 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パーージ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留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。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパーージを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. vi 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パーージ」の操作手順と同様である。

### vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整

排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水のpHが規定値よりも低くなった場合に薬液を補給する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. vii フィルタ装置スクラバ水pH調整」の操作手順と同様である。

### vii. ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パーージ

フィルタ装置水位調整(水抜き)後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパーージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. viii ドレン移送ラインN<sub>2</sub>ページ」の操作手順と同様である。

#### viii. ドレンタンク水抜き

ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備より受電可能である。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. ix ドレンタンク水抜き」の操作手順と同様である。

#### c. 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)

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。

原子炉格納容器ベント後は、炉心損傷を判断した場合、又は耐圧強化ベント系以外の格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、耐圧強化ベント系を停止できると判断した場合は、原子炉格納容器ベント弁を全閉する。

なお、全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行うとともに二次格納施設内の系統構成は事前に着手する。

#### i. 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

『二次格納施設内の系統構成』

全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めない場合

『格納容器ベント準備』

炉心損傷<sup>\*1</sup>前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力(279kPa[gage])以下に維持できない場合で、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失<sup>\*2</sup>した場合。

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

※2:「格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、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図1.5.3に、概要図を図1.5.37に、タイムチャートを図1.5.38及び図1.5.39に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑧以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、二次格納施設内の系統構成を現場運転員に指示する。現場運転員E及びFは、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁及び非常用ガス処理系出口Uシール元弁の全閉操作を実施する。
- ②当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限(ベントライン-1m)以下であることを確認し、耐圧強化ベント系によるW/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する(原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はD/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう指示する)。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による除熱準備開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ④中央制御室運転員A及びB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。
- ⑤中央制御室運転員A及びB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側PCVベント用隔離弁後弁及び換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁の全閉を確認する。
- ⑥現場運転員E及びFは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁、不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁の全閉を確認する。
- ⑦現場運転員C及びDは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の

駆動空気を確保し、耐圧強化ベント系 PCV ベントラインフィルタベント容器側隔離弁を中央制御室の操作により全閉とする手段がある。更に PCV ベントラインフィルタベント側隔離弁逆操作空気排気側止め弁を全閉、PCV ベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気ポンベ出口弁及び PCV ベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、耐圧強化ベント系 PCV ベントラインフィルタベント容器側隔離弁を全閉とする手段がある。

⑧現場運転員 C 及び D は、耐圧強化ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、耐圧強化ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁の駆動空気を確保し、耐圧強化ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁を中央制御室の操作により全開とする手段がある。更に耐圧強化ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁逆操作空気排気側止め弁を全閉、耐圧強化ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁操作空気ポンベ出口弁及び耐圧強化ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁操作空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、耐圧強化ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁を全開とする手段がある。

⑨<sup>a</sup>W/W ベントの場合

現場運転員 C 及び D は、不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、不活性ガス系 S/C ベント弁操作空気供給弁を現場で手動開し、不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁を中央制御室の操作にて全開する手段がある。更に S/C ベント弁逆操作空気排気側止め弁を全閉、不活性ガス系 S/C ベント弁操作空気供給弁及び S/C ベント弁操作空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁を全開とする手段がある。

⑨<sup>b</sup>D/W ベントの場合

現場運転員 C 及び D は、不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、不活性ガス系 D/W ベント弁操作空気供給弁を現場で手動開

し、不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁を中央制御室の操作にて全開する手段がある。更にD/Wベント弁逆作用空気排気側止め弁を全閉、不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁及びD/Wベント弁操作空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、不活性ガス系 S/Cベント用出口隔離弁を全開とする手段がある。

- ⑩中央制御室運転員 A 及び B 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当直副長へ報告する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、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緊急時対策本部へ報告する。
- ⑫当直副長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑭当直副長は、原子炉格納容器ベント開始圧力(310kPa[gage])に到達する時間、弁操作に必要な時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、運転員に耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑮現場運転員C及びDは、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開（流路面積約70%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。不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の開操作ができない場合は、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開（流路面積約70%開）とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

なお、原子炉格納容器内の圧力に低下傾向が確認されなかった場合は、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の増開操作を実施する。
- ⑯中央制御室運転員A及びB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、当直副長へ報告する。また、当直長は、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緊急時対策本部へ報告する。
- ⑰中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント開始後、炉心損傷を判断した場合、又は残留熱除去系による格納容器除熱機能

及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、耐圧強化ベント系を停止できると判断した場合は、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁又はPCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁の全閉、その後不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁又は不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁の全閉操作をするよう現場運転員に指示する。

- ⑱現場運転員C及びDは、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁又はPCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉、その後不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁又は不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉とする。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて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135分以内で可能である。

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

(添付資料1.5.3-12)

(3) 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図1.5.44に示す。

残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の除熱を実施する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は代替格納容器圧力逃がし装置により実施し、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントは、弁の駆動電源及び空気源がない場合、現場での手動操作を行う。

なお、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び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W/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没などの理由で使用できない場合は、

D/Wを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

#### 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（海洋）への代替熱輸送

###### a. 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した原子炉除熱、格納容器除熱、使用済燃料プール除熱戦略ができなくなるため、代替原子炉補機冷却系を用いた補機冷却水確保のため、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、代替原子炉補機冷却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、冷却水通水確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブレーション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

###### (a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系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系を使用できない場合。

###### (b) 操作手順

代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順の概要は以下のとおり。（B系冷却水確保の手順も同様）

手順の対応フローを図 1.5.2 に、概要図を図 1.5.40 に、タイムチャートを図 1.5.41 に示す。

###### i. 運転員操作

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の準備のため、熱交換器ユニットの配備及び主配管（可搬型）の接続を依頼する。
- ③現場運転員 C 及び D は、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員 A 及び B は、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は、代替原子炉補機冷却系による補機

冷却水確保の中央制御室側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(図 1.5.40 参照)

- ⑥ 現場運転員 C 及び D は、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長へ報告する。(図 1.5.40 参照)
- ⑦ 現場運転員 C 及び D は、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の管理区域側系統構成を実施し、当直副長へ報告する。(図 1.5.40 参照)
- ⑧ 緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保のための熱交換器ユニットの配備及び主配管(可搬型)の接続完了について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑨ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑩ 緊急時対策要員は、熱交換器ユニット内の代替原子炉補機冷却水ポンプを起動し、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。

## ii. 緊急時対策要員操作(補機冷却水供給)

- ① 緊急時対策要員は、緊急時対策本部より荒浜側又は大湊側高台資機材置場へ移動する。
- ② 緊急時対策要員は、熱交換器ユニット、大容量送水車(熱交換器ユニット用)等の健全性確認を行う。
- ③ 緊急時対策要員は、熱交換器ユニット、大容量送水車(熱交換器ユニット用)等を荒浜側又は大湊側高台資機材置場よりタービン建屋近傍屋外に移動させる。
- ④ 緊急時対策要員は、可搬型の主配管(淡水用ホース及び海水用ホース)の布設及び接続を行う。
- ⑤ 緊急時対策要員は、電源ケーブルの布設及び接続を行う。
- ⑥ 緊急時対策要員は、熱交換器ユニット等の淡水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。
- ⑦ 緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A 及び B と連絡を密にし、熱交換器ユニット等の淡水側の水張りのため RCW 代替冷却水供給止め弁の開操作を行う。
- ⑧ 緊急時対策要員は、熱交換器ユニット等の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及び RCW 代替冷却水戻り止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。

- ⑨緊急時対策要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。
- ⑩緊急時対策要員は、可搬型代替交流電源設備の起動操作を行う。
- ⑪緊急時対策要員は、熱交換器ユニット等の海水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。
- ⑫緊急時対策要員は、熱交換器ユニット等の海水側の水張りのため大容量送水車（熱交換器ユニット用）を起動させる。
- ⑬緊急時対策要員は、海水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。
- ⑭緊急時対策要員は、海水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。
- ⑮緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に熱交換器ユニットによる補機冷却水確保の準備が完了したことを連絡する。
- ⑯緊急時対策要員は、中央制御室運転員A及びBと連絡を密にし、熱交換器ユニット内の代替原子炉補機冷却水ポンプを起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑰緊急時対策要員は、代替RCWユニット出口流量調整弁の開操作を行い、代替RCWポンプ吐出圧力指示値が規定値となるよう開度を調整する。（ポンプの流量－揚程曲線より規定流量となるよう調整する）
- ⑱緊急時対策要員は、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の運転状態を継続して監視する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び緊急時対策要員13名にて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4時間15分、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで約9時間で可能である。

なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料1.5.3-13, 1.5.3-14)

b. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保

原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した除熱戦略ができなくなるため、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保するが、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合には、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより、原子炉補機冷却系に海水を注入することで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、冷却水通水確認後、目的に応じた運転モードで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

(a) 手順着手の判断基準

（大容量送水車（熱交換器ユニット用）使用の場合）

代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合。

（代替原子炉補機冷却海水ポンプ使用の場合）

代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合で、大容量送水車（熱交換器ユニット用）が故障等により使用できない場合。

(b) 操作手順

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図 1.5.2 に、概要図を図 1.5.42 図に、タイムチャートを図 1.5.43 図に示す。

i. 運転員操作（大容量送水車（熱交換器ユニット用）使用の場合）

（本手順は A 系使用の場合であり、B 系使用時については手順⑦を除いて同様である。また、代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用した場合においても操作手順は同様である。）

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保の準備として、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の配備、ホースの接続を依頼する。

- ③現場運転員 C 及び D は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員 A 及び B は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）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、当直副長に報告する。（図 1.5.42 参照）
- ⑥現場運転員 C 及び D は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長へ報告する。（図 1.5.42 参照）
- ⑦<sup>a</sup>現場運転員 C 及び D は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保の管理区域側系統構成を実施し、当直副長へ報告する。（図 1.5.42 参照）
- ⑦<sup>b</sup>B 系使用時は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の繋ぎ込み箇所が、RCW 熱交換器(B/E)冷却水出口弁の後になるため、RCW 熱交換器(B/E)冷却水出口弁については系統構成対象外とする。（A 系使用時は、RCW 熱交換器(A/D)冷却水出口弁の前に繋ぎこむ）
- ⑧緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保のための大容量送水車（熱交換器ユニット用）の配備、主配管（可搬型）の接続完了について緊急時対策本部を經由し、当直長へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑩緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部を經由し、当直長へ報告する。

## ii. 緊急時対策要員操作

（大容量送水車（熱交換器ユニット用）使用の場合）

- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部より荒浜側又は大湊側高台資機材置場へ移動する。
- ②緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）等の健全性確認を行う。
- ③緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を荒浜

側又は大湊側高台資機材置場よりタービン建屋近傍屋外に移動させる。

- ④緊急時対策要員は、ホースの布設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保の準備が完了したことを連絡する。
- ⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員A及びBと連絡を密にし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑦緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑧緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。
- ⑨緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の運転状態を継続して監視する。

（代替原子炉補機冷却海水ポンプ使用の場合）

- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部より荒浜側又は大湊側高台資機材置場へ移動する。
- ②緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却海水ポンプ等の健全性確認を行う。
- ③緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却海水ポンプ等を荒浜側又は大湊側高台資機材置場よりタービン建屋近傍屋外に移動させる。
- ④緊急時対策要員は、ホースの布設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、電源ケーブルの布設及び接続を行う。
- ⑥緊急時対策要員は、可搬型代替交流電源設備の起動操作を行う。
- ⑦緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保の準備が完了したことを連絡する。
- ⑧緊急時対策要員は、中央制御室運転員A及びBと連絡を密にし、代替原子炉補機冷却海水ポンプを起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑨緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑩緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。

⑪緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの運転状態を継続して監視する。

(c) 操作の成立性

(大容量送水車（熱交換器ユニット用）使用の場合）

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員による系統構成完了まで約4時間15分、緊急時対策要員による大容量送水車（熱交換器ユニット用）を使用した補機冷却水供給開始まで約5時間で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料1.5.3-15)

(代替原子炉補機冷却海水ポンプ使用の場合)

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員11名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員による系統構成完了まで約4時間15分、緊急時対策要員による代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用した補機冷却水供給開始まで約7時間で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料1.5.3-15)

(2) 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図 1.5.45 に示す。

原子炉補機冷却系が機能喪失した場合は、代替原子炉補機冷却系により海洋へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系を使用して原子炉及び格納容器の除熱を行う。

代替原子炉補機冷却系が故障等により熱を輸送できない場合には、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却系へ直接海水を送水し、残留熱除去系を使用して原子炉及び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) 原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

原子炉補機冷却系が健全な場合は、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系を起動し，原子炉補機冷却系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原子炉及び格納容器の除熱が必要な場合。

##### b. 操作手順

原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順の概要は以下のとおり。  
概要図を図 1.5.44 に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉補機冷却系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 及び B 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系海水ポンプ及び原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの起動，並びに原子炉補機冷却系熱交換器冷却水出口弁及び残留熱除去系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 及び B は、原子炉補機冷却系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系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量指示値の上昇により確認し当直副長に報告する。

##### c. 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

### 1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器除熱手順は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

残留熱除去系ポンプ，電動弁，中央制御室監視計器類への電源供給手順及び

電源車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・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」にて整備する。

表 1.5.1 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(1/5)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱	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) 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 及び 格納容器スプレイ冷却モード) による格納容器除熱	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」 「PCV 圧力制御」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」にて整備する。

※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」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/5)  
 (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)	—	原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機冷却系海水ポンプ 原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ 原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系熱交換器 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽 非常用交流電源設備 ※3	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)  重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等
			海水貯留堰 スクリーン室 取水路		

※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」にて整備する。

※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」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/5)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード）	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置※4 代替格納容器圧力逃がし装置※4	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等  AM 設備別操作手順書 「FCVS (S/P 側): フィルタベント設備使用」 「FCVS (D/W 側): フィルタベント設備使用」
			専用空気ポンベ		
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁 耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 真空破壊弁 (S/C→D/W) 主排気筒 (内筒) 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 代替所内電気設備※3 常設代替直流電源設備※3	重大事故等 対応設備	
	専用空気ポンベ		自主 対策設備		
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「FCVS (S/P 側): フィルタベント設備使用」 「FCVS (D/W 側): フィルタベント設備使用」 「耐圧強化ライン使用 (S/C 側)」 「耐圧強化ライン使用 (D/W 側)」
			専用空気ポンベ	自主 対策設備	

※1: 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※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」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

## 対応手段，対応設備，手順書一覧 (4/5)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	代替原子炉補機冷却系による除熱	熱交換器ユニット 大容量送水車（熱交換器ユニット用） 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 代替原子炉補機冷却系接続口 原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク 残留熱除去系熱交換器 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対応設備  重大事故等対応設備（設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「S/P 温度制御」等  AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水 (A 系) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水 (B 系) 確保」  多様なハザード対応手順 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保 (A 系)」 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保 (B 系)」
			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・チェンバ・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 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽		

※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」にて整備する。

※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」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(5/5)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	代替大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 代替原子炉補機冷却系接続口 原子炉補機冷却系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)※1 残留熱除去系(サブプレション・チェンバ・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 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 移動式変圧器 燃料補給設備※3	自主対策設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等  AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A系)確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B系)確保」  多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は、大容量送水車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」にて整備する。

※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」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

表 1.5.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/8)

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(交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「FCVS(S/P 側):フィルタベント設備使用」 「FCVS(D/W 側):フィルタベント設備使用」	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・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(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧
	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・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 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ

監視計器一覧(2/8)

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(交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	-
	操作	-
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後のN <sub>2</sub> パージ」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N <sub>2</sub> パージ」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能

監視計器一覧 (3/8)

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(交流動力電源が健全である場合) c. 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		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「耐圧強化ライン使用(S/C 側)」 「耐圧強化ライン使用(D/W 側)」	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・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(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧
	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保 耐圧強化ベント放射線モニタ

監視計器一覧(4/8)

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 (2)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) a.格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) b.代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「FCVS(S/P 側):フィルタベント設備使用」 「FCVS(D/W 側):フィルタベント設備使用」	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・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(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧
		操作	原子炉格納容器内の放射線量率
	原子炉格納容器内の水素濃度		格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・チェンバ・プール水位
	原子炉格納容器内の圧力		格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
	原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・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 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ

監視計器一覧(5/8)

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 (2)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	-
	操作	-
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後のN <sub>2</sub> パージ」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N <sub>2</sub> パージ」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能

監視計器一覧 (6/8)

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 (2)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) c. 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)		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」  AM 設備別操作手順書 「耐圧強化ライン使用(S/C 側)」 「耐圧強化ライン使用(D/W 側)」	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C
		原子炉格納容器内の圧力  格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・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(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の水位  サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源  M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧
	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C
		原子炉格納容器内の水素濃度  格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の水位  サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力  格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保  耐圧強化ベント放射線モニタ

監視計器一覧(7/8)

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(海洋)への代替熱輸送 a. 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 b. <b>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</b> 又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等  AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A 系)確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B 系)確保」  多様なハザード対応手順 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(A 系)」 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(B 系)」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	RCW サージタンク水位(A) 水位 RCW サージタンク水位(B) 水位
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等  AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A 系)確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B 系)確保」  多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は、大容量送水車による補機冷却水確保」	操作	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却系(A)系統流量 原子炉補機冷却系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量
		補機監視機能	代替 RCW ユニット入口温度 代替 RCW ポンプ(A)吸込圧力 代替 RCW ポンプ(B)吸込圧力 代替 RCW ポンプ(A)吐出圧力 代替 RCW ポンプ(B)吐出圧力 代替 RSW ポンプ出口圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等  AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A 系)確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B 系)確保」  多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は、大容量送水車による補機冷却水確保」	判断基準	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却系(A)系統流量 原子炉補機冷却系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量
		補機監視機能	大容量送水車吐出圧力

監視計器一覧(8/8)

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)原子炉補機冷却系による補機冷却水確保			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器入口温度
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 P/C C-2 電圧 P/C D-2 電圧 P/C E-2 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧
		水源の確保	RCW サージタンク水位(A) 水位 RCW サージタンク水位(B) 水位 RCW サージタンク水位(C) 水位
	操作	原子炉格納容器の温度	サプレッション・チェンバ・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(C) 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 残留熱除去系熱交換器(C) 出口温度 残留熱除去系(A) 系統流量 残留熱除去系(B) 系統流量 残留熱除去系(C) 系統流量 原子炉補機冷却系(A) 系統流量 原子炉補機冷却系(B) 系統流量 原子炉補機冷却系(C) 系統流量 残留熱除去系熱交換器(A) 入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B) 入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(C) 入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器(A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(B) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(C) 出口冷却水温度

表 1.5.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための 手順等</p>	格納容器圧力逃がし装置	常設代替直流電源設備  AM 用直流 125V
	代替格納容器圧力逃がし装置	常設代替直流電源設備  AM 用直流 125V
	不活性ガス系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系 (7 号炉のみ) 直流 125V A 系
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系
	代替原子炉補機冷却系	可搬型代替交流電源設備  熱交換器ユニット
	原子炉補機冷却系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 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

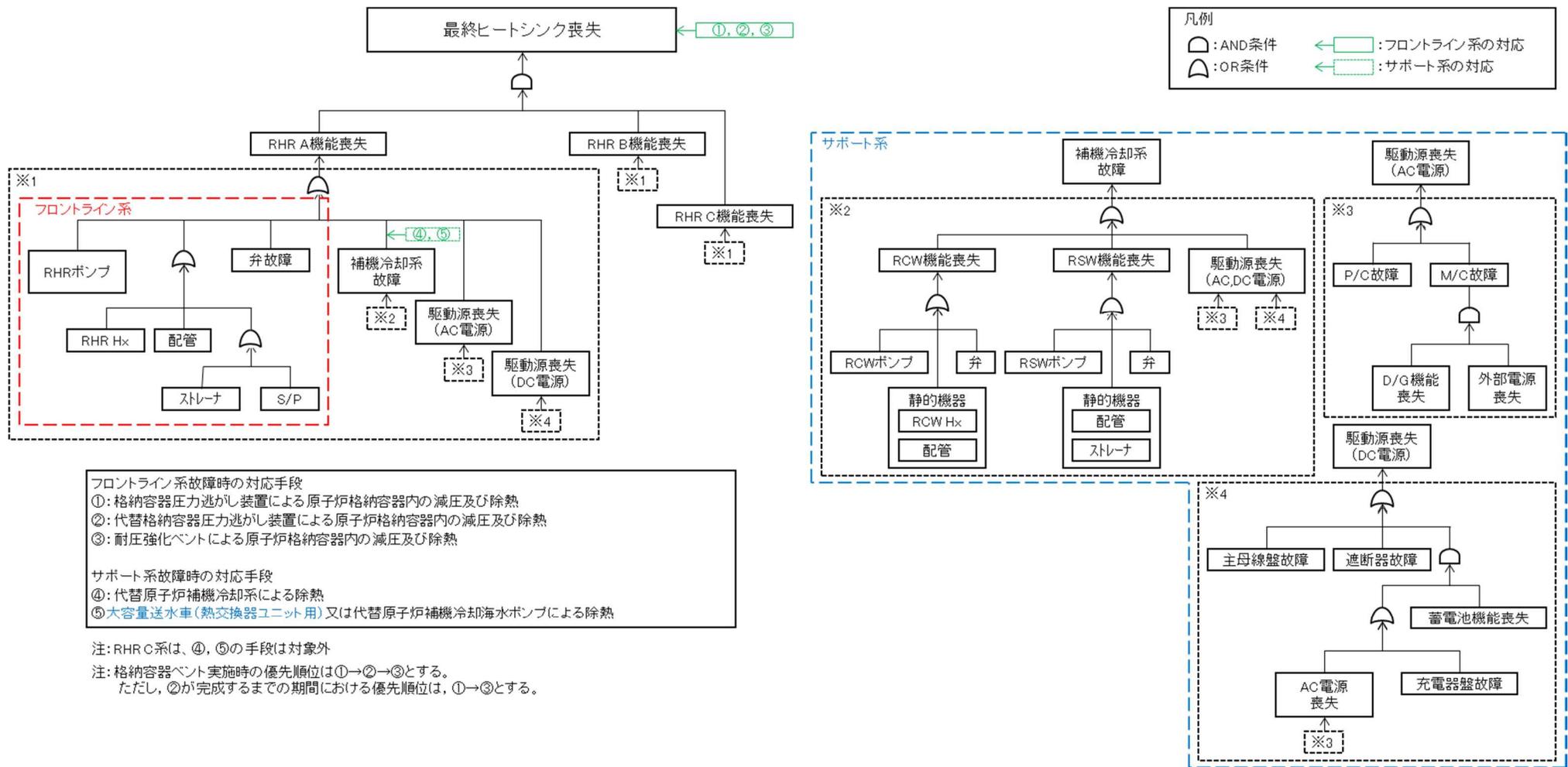


図 1.5.1 機能喪失原因対策分析

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	
最終ヒートシンク喪失	RHR A機能喪失	RHRポンプA故障							
		弁故障							
		静的機器故障	RHR Hx(A)						
			配管						
			水源	S/P ストレーナ					
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ					
				弁					
				静的機器故障	RCW Hx 配管				
			RSW機能喪失	RSWポンプ					
				弁					
				静的機器故障	配管 ストレーナ				
		駆動源喪失(AC電源)	P/C故障						
	M/C故障		D/G機能喪失 外部電源喪失						
	駆動源喪失(DC電源)	主母線盤故障	遮断器故障						
			蓄電池機能喪失						
		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	充電器盤故障					
			AC電源喪失	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
	RHR B機能喪失	RHRポンプB故障							
		弁故障							
		静的機器故障	RHR Hx(B)						
			配管						
			水源	S/P ストレーナ					
補機冷却系故障		RCW機能喪失	RCWポンプ						
			弁						
			静的機器故障	RCW Hx 配管					
		RSW機能喪失	RSWポンプ						
			弁						
			静的機器故障	配管 ストレーナ					
駆動源喪失(AC電源)		P/C故障							
	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失							
駆動源喪失(DC電源)	主母線盤故障	遮断器故障							
		蓄電池機能喪失							
	直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	充電器盤故障						
		AC電源喪失	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失					
最終ヒートシンク喪失	RHR C機能喪失	RHRポンプC故障							
		弁故障							
		静的機器故障	RHR Hx(C)						
			配管						
			水源	S/P ストレーナ					
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ					
				弁					
				静的機器故障	RCW Hx 配管				
			RSW機能喪失	RSWポンプ					
				弁					
				静的機器故障	配管 ストレーナ				
		駆動源喪失(AC電源)	P/C故障						
M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失								
駆動源喪失(DC電源)	主母線盤故障	遮断器故障							
		蓄電池機能喪失							
	直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	充電器盤故障						
		AC電源喪失	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失					

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

図 1.5.1 機能喪失原因対策分析(補足)

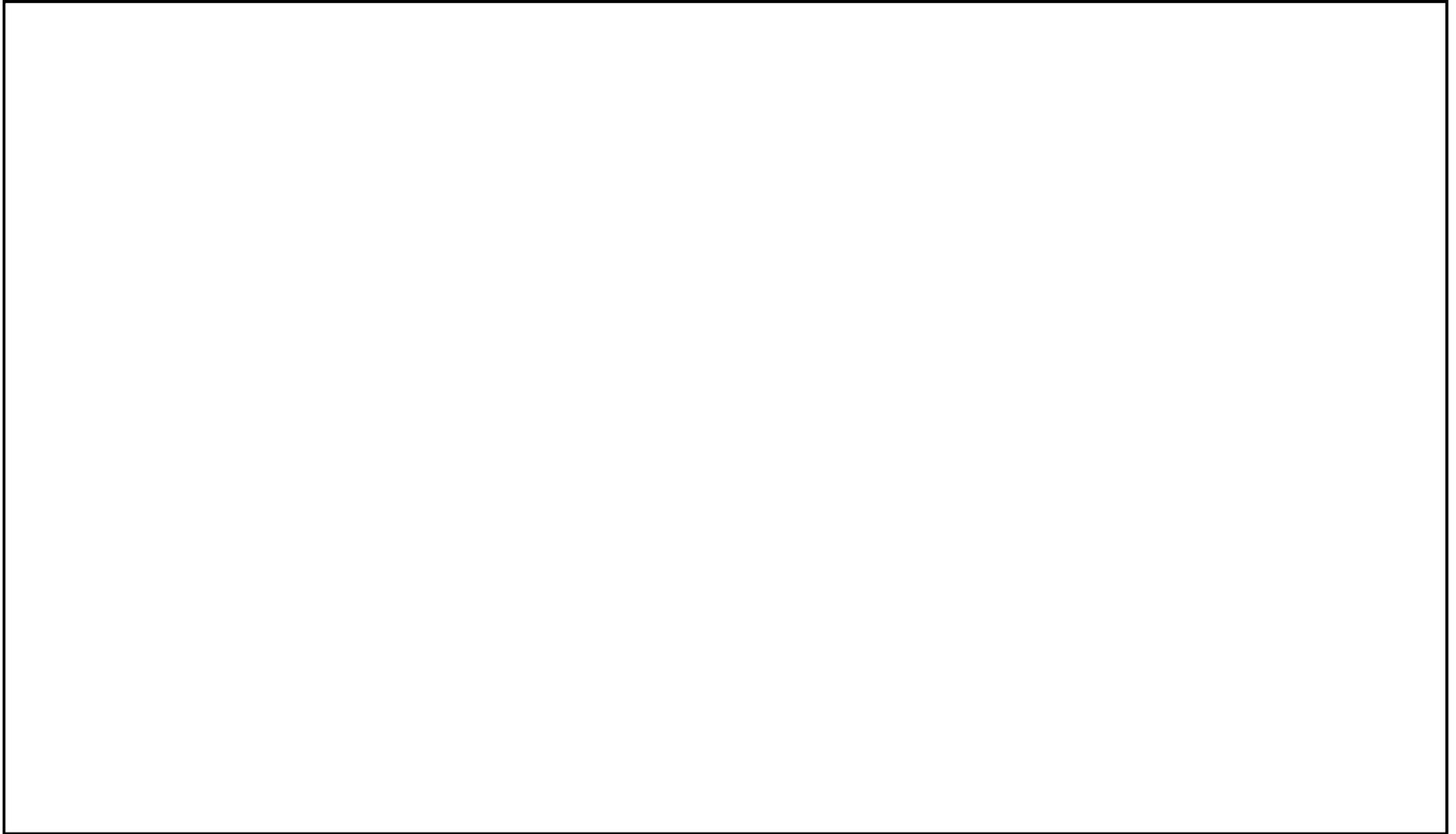


図 1.5.2 EOP 格納容器制御「S/P 温度制御」における対応フロー

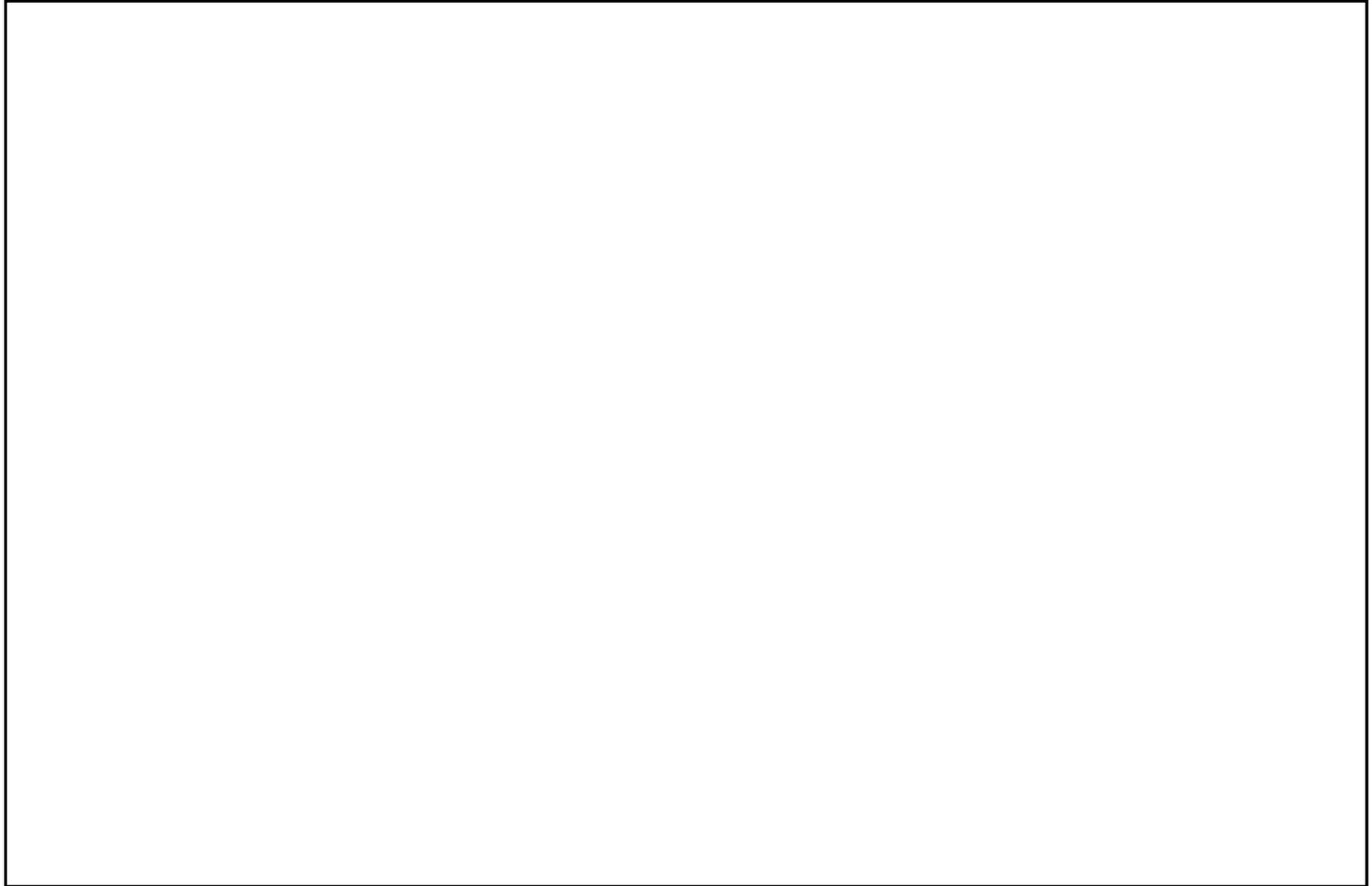


図 1.5.3 EOP 格納容器制御「PCV 圧力制御」における対応フロー

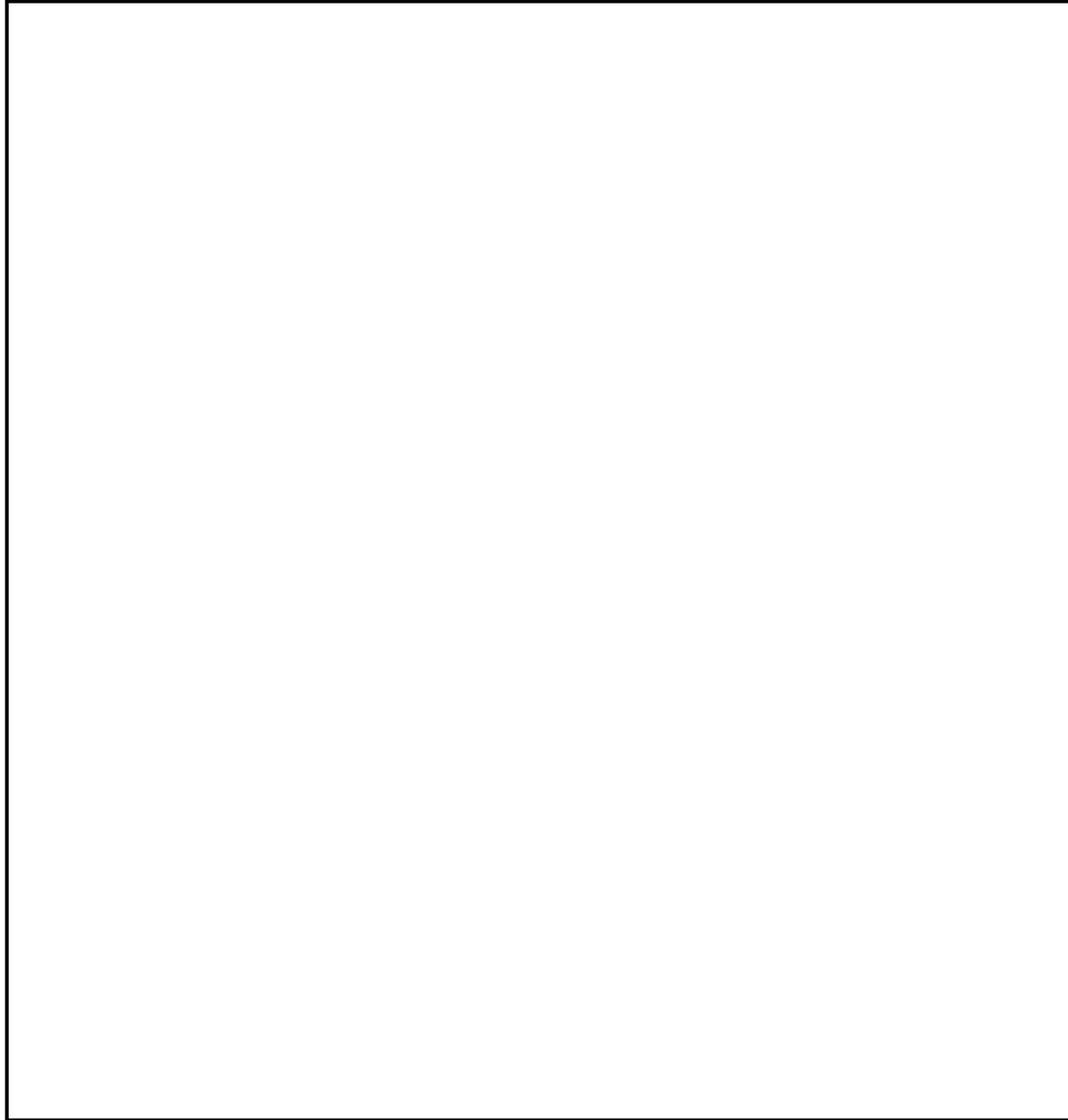


図 1.5.4 SOP 「除熱-1」における対応フロー

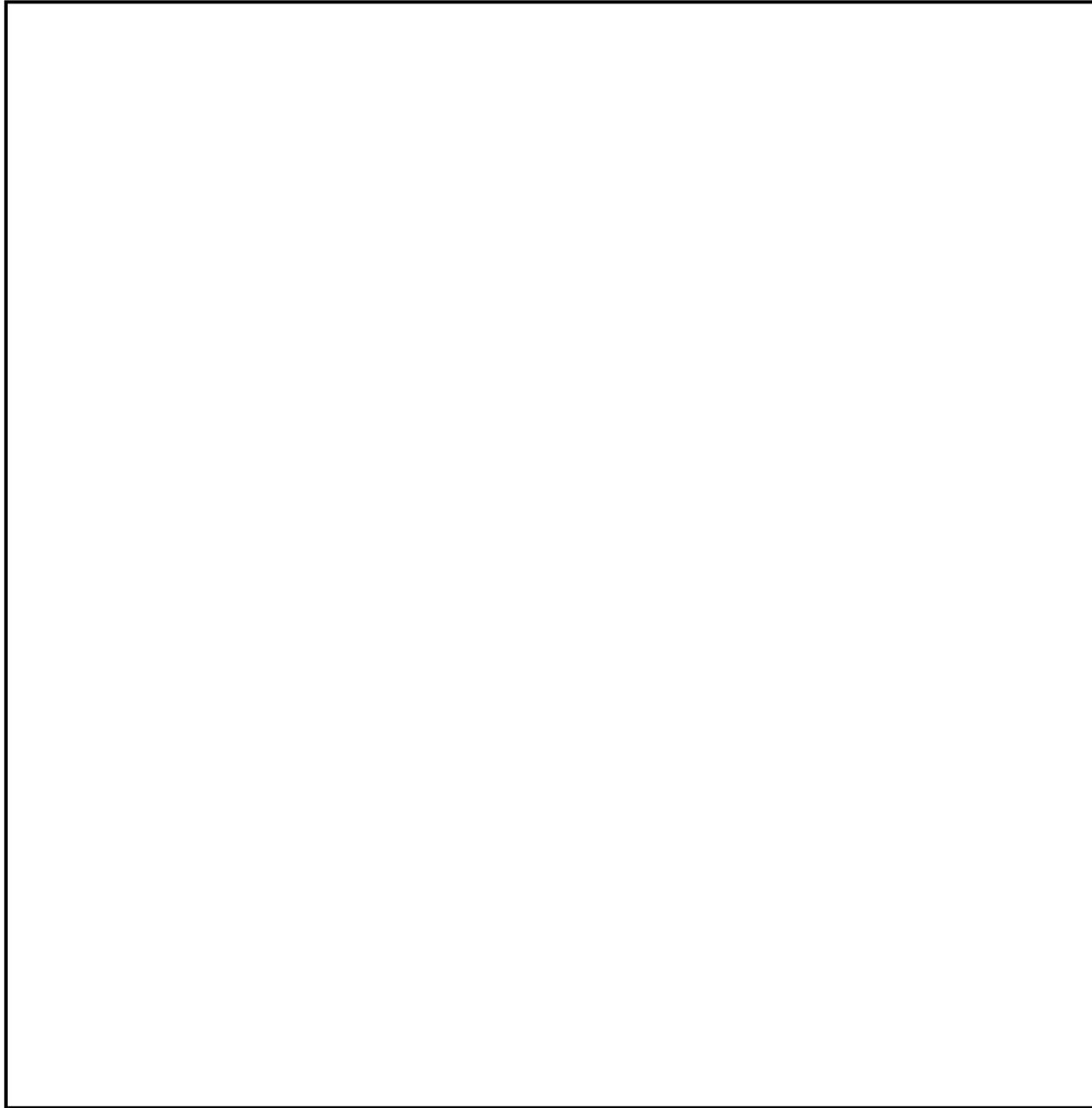
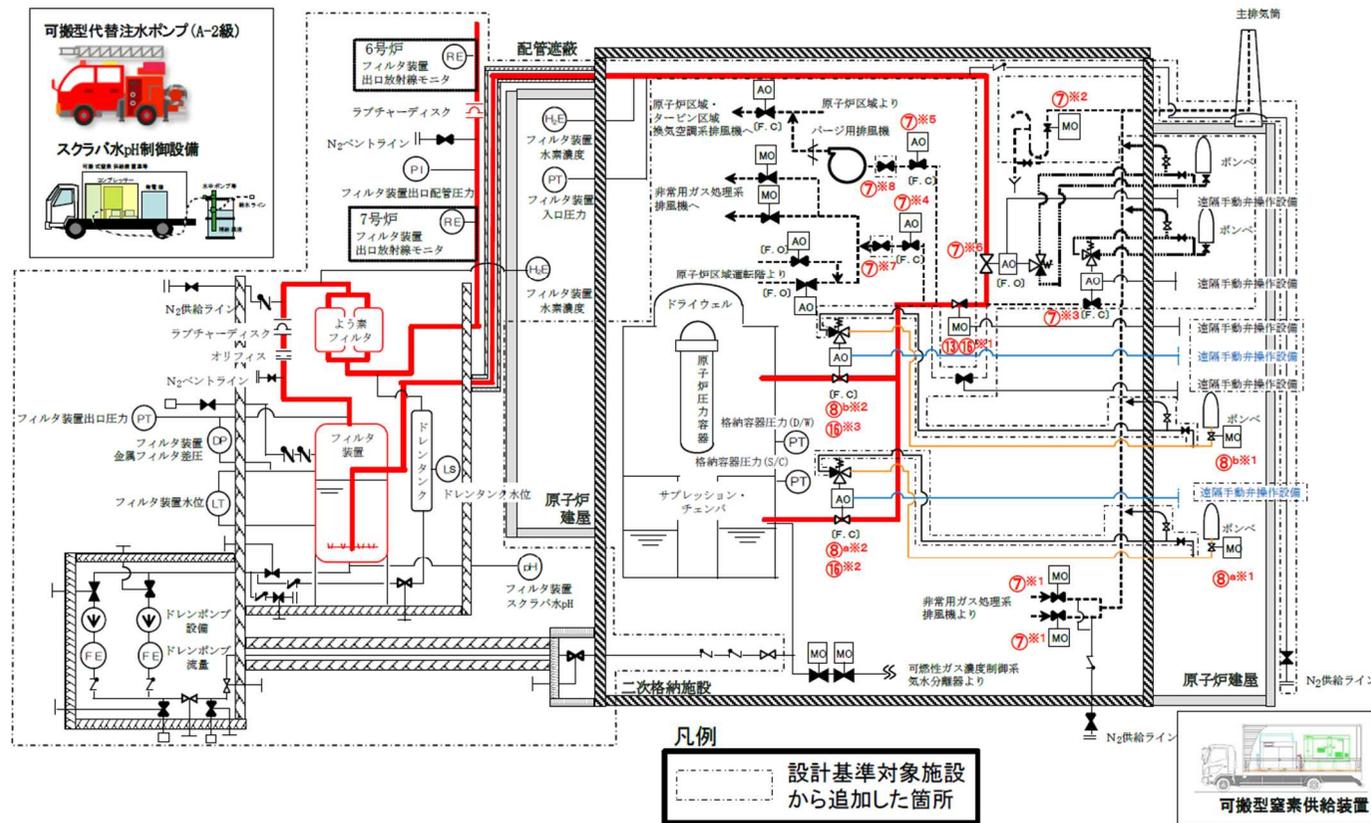


図 1.5.5 SOP 「除熱-2」における対応フロー



操作手順	弁名称
⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁
⑦※2	非常用ガス処理系出口Uシール元弁
⑦※3	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁
⑦※4	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁
⑦※5	不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁
⑦※6	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁
⑦※7	非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁
⑦※8	換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁
⑧※1	不活性ガス系S/Cベント弁操作作用空気供給弁
⑧※2⑬※2	不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁
⑧※1	不活性ガス系D/Wベント弁操作作用空気供給弁
⑧※2⑬※3	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁
⑬⑬※1	不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁

図 1.5.6 格納容器圧力逃がし装置による  
原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図

		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80										
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 75分																	
		▽																	
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 電源確認																電源を復旧しながら系統構成を行う。
			系統構成																
																		格納容器ベント開始	
現場運転員C, D	2	移動, 電源確保																※空気駆動弁の駆動源が確保できた場合, 本操作は不要。	
			系統構成※																

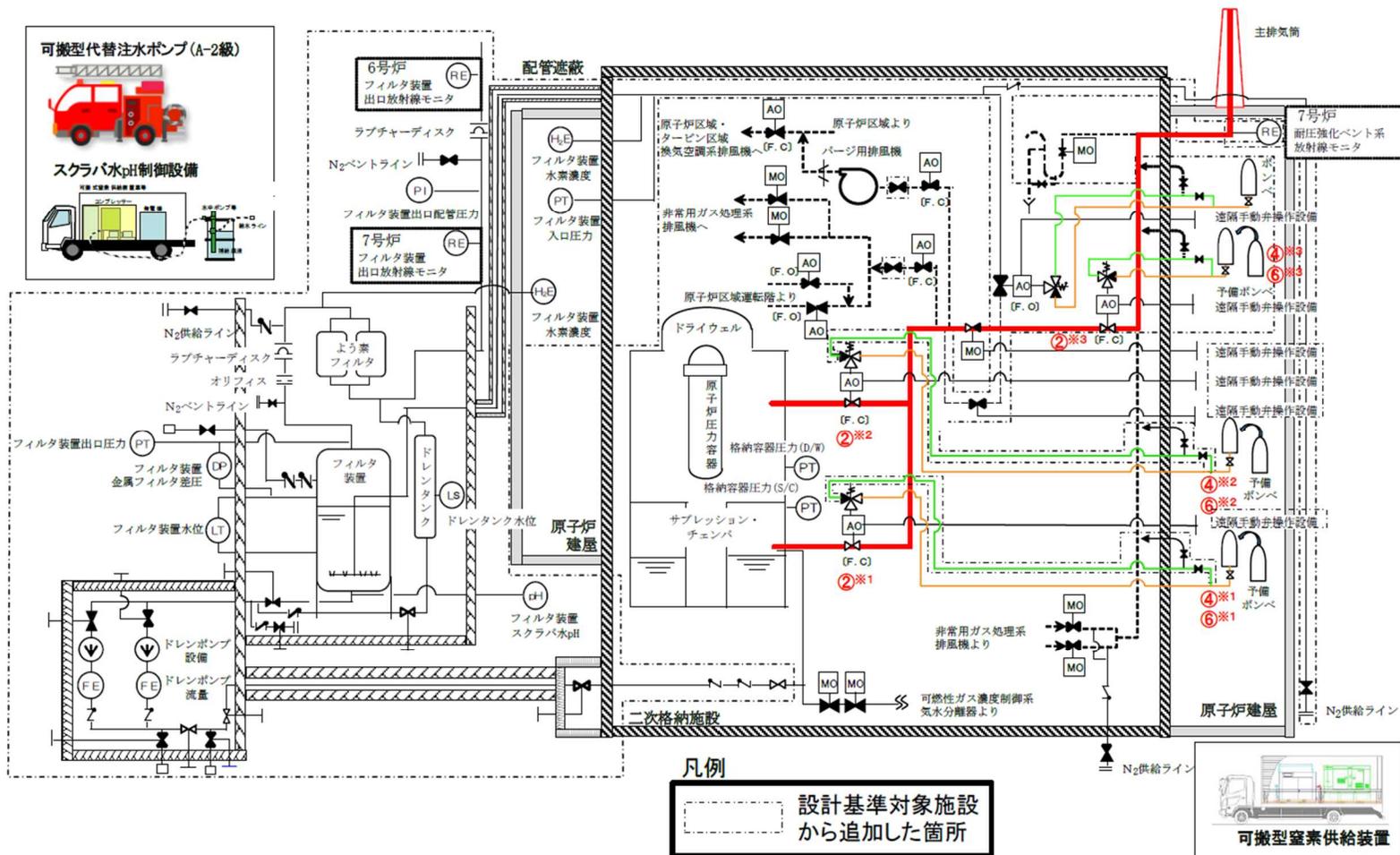
※駆動空気弁の駆動源が確保でき中央制御室から遠隔操作した場合は, 約 35 分で可能である。

図 1.5.7 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント) タイムチャート

		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80										
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 75分																	
		▽																	
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 電源確認															電源を復旧しながら系統構成を行う。	
			系統構成																
																			格納容器ベント開始
現場運転員C, D	2	移動, 電源確保																※空気駆動弁の駆動源が確保できた場合, 本操作は不要。	
			系統構成※																

※駆動空気弁の駆動源が確保でき中央制御室から遠隔操作した場合は, 約 35 分で可能である。

図 1.5.8 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント) タイムチャート

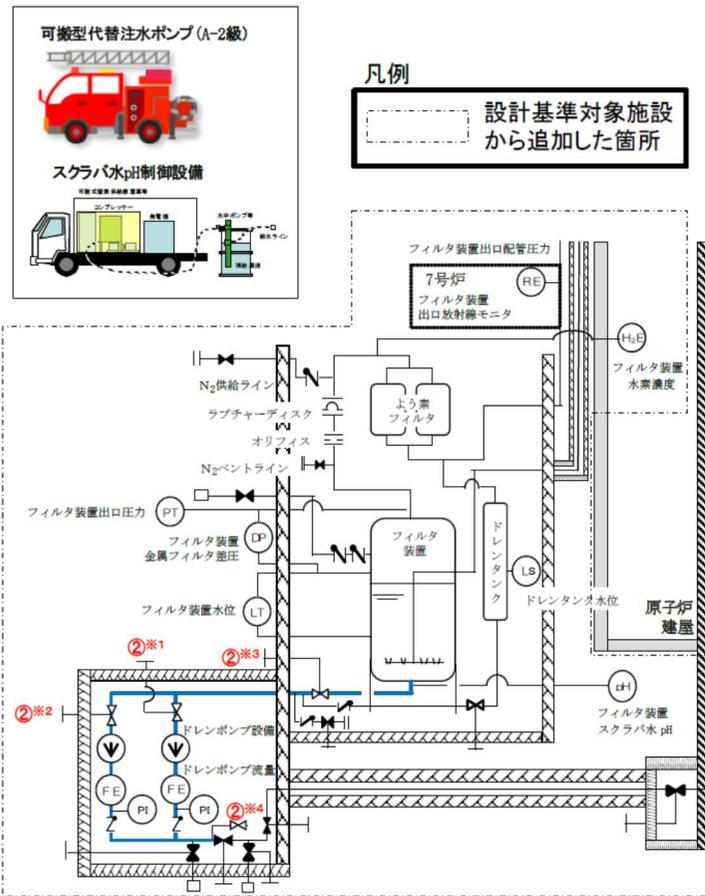


操作手順	弁名称
②※1	不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁
②※2	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁
②※3	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁
④※1 ⑥※1	不活性ガス系S/Cベント弁作用空気ボンベ出口弁
④※2 ⑥※2	不活性ガス系D/Wベント弁作用空気ボンベ出口弁
④※3 ⑥※3	PCVベントライン排気筒側隔離弁作用空気ボンベ出口弁

図 1.5.9 PCV ベント弁駆動源確保[予備ポンペ] 概要図

		経過時間(分)															備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90									
手順の項目	要員(数)	PCVベント駆動源確保 45分																	
PCVベント駆動源確保	中央制御室運転員A, B	2	系統構成																
	現場運転員C及びD	2	移動、ボンベ交換																※時間は1弁のボンベ交換時間 3弁すべてを連続で交換した場合、2時間15分
							リークチェック												

図 1.5.10 PCV ベント弁駆動源確保[予備ボンベ] タイムチャート

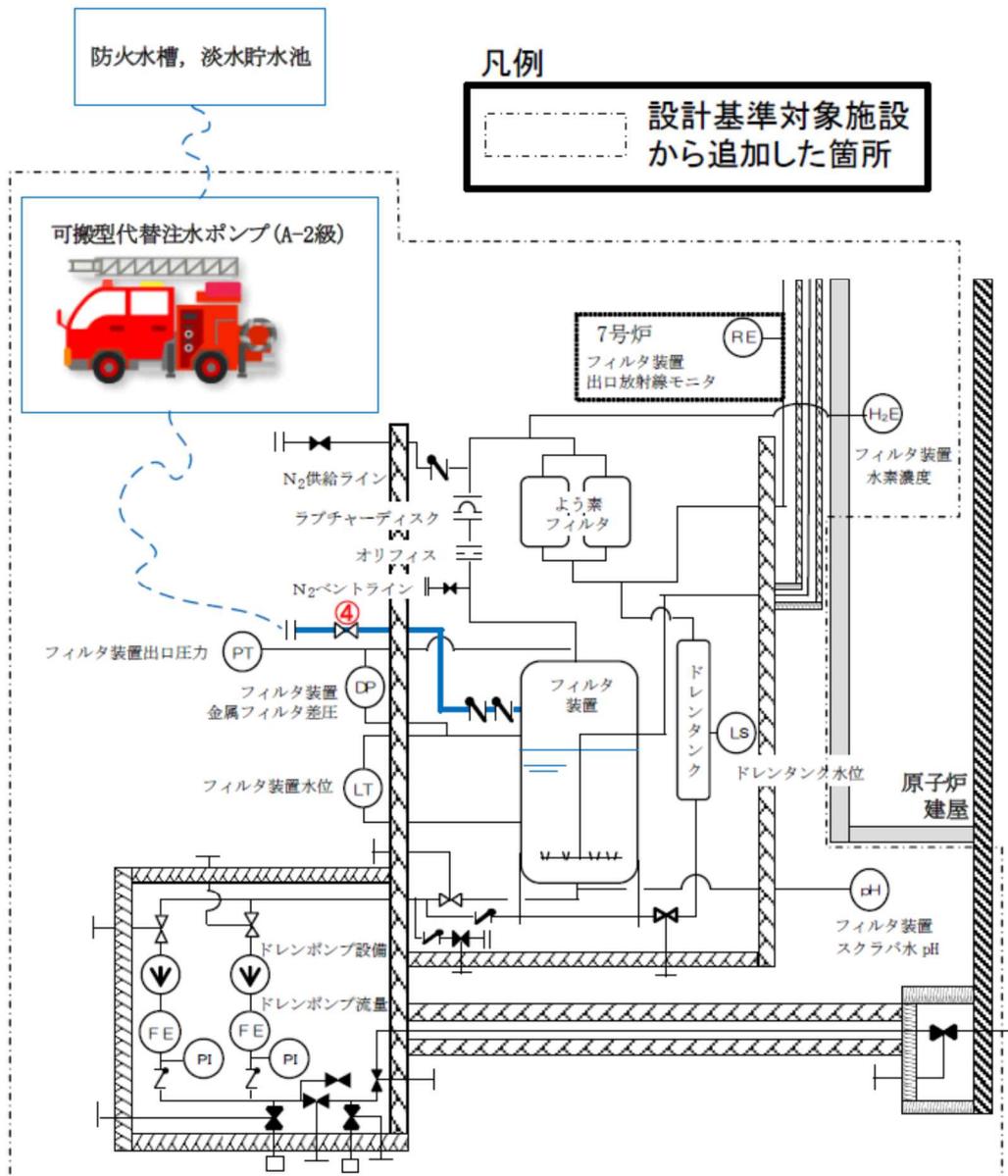


操作手順	弁名称
②※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁A
②※2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁B
②※3	FCVSフィルタベント装置遮へい壁内側ドレン弁
②※4	FCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁

図 1.5.11 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り 概要図

		経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80					
手順の項目	要員(数)	60分 水張り完了確認 ▽												
フィルタ装置 ドレン移送ポンプ水張り	緊急対策要員 2				TSC~フィルタベント遮蔽壁 南側									
					系統構成(手動弁開操作)									
														系統水張り完了

図 1.5.12 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート



操作手順	弁名称
④	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁

図 1.5.13 フィルタ装置水位調整(水張り) 概要図

		経過時間(分)																	備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170		
手順の項目	要員(数)	フィルタ装置水位調整開始(水張り)開始 80分 フィルタ装置水位調整(水張り)完了 130分 (水位計指示[1000~1500mm])																		
フィルタ装置 水位調整(水張り) [防火水槽を水源とした場合]	緊急時対策要員	2																	フィルタ装置水位調整(水張り)開始 水張り完了	
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台の健全性確認																	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動～配置																	
			送水準備																	
送水																				

※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用する場合は、約120分で可能である。

図 1.5.14 フィルタ装置水位調整(水張り) タイムチャート (1/2)

		経過時間(分)																	備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170				
手順の項目	要員(数)	フィルタ装置水位調整開始(水張り)開始 110分 フィルタバント装置水位調整(水張り)完了 160分 (水位計指示[1000~1500mm])																				
フィルタ装置 水位調整(水張り)  [淡水貯水池を水源とした場合]	緊急時対策要員	2																	フィルタ装置水位調整(水張り)開始 110分 ↓	フィルタバント装置水位調整(水張り)完了 160分 ↓ (水位計指示[1000~1500mm])	水張り完了 →	
	緊急時対策要員	2																	緊急時対策所～淡水貯水池移動 貯水池出口弁「開」			
	緊急時対策要員	2																	送水ライン水張り, 健全性確認, 送水ホース及び消防ホース接続継手接続 送水	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水開始		
	緊急時対策要員	2																	緊急時対策所～大湊高台移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動～配置 送水準備			
	緊急時対策要員	2																	送水			
	緊急時対策要員	2																	送水			

※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する

図 1.5.14 フィルタ装置水位調整(水張り) タイムチャート (2/2)

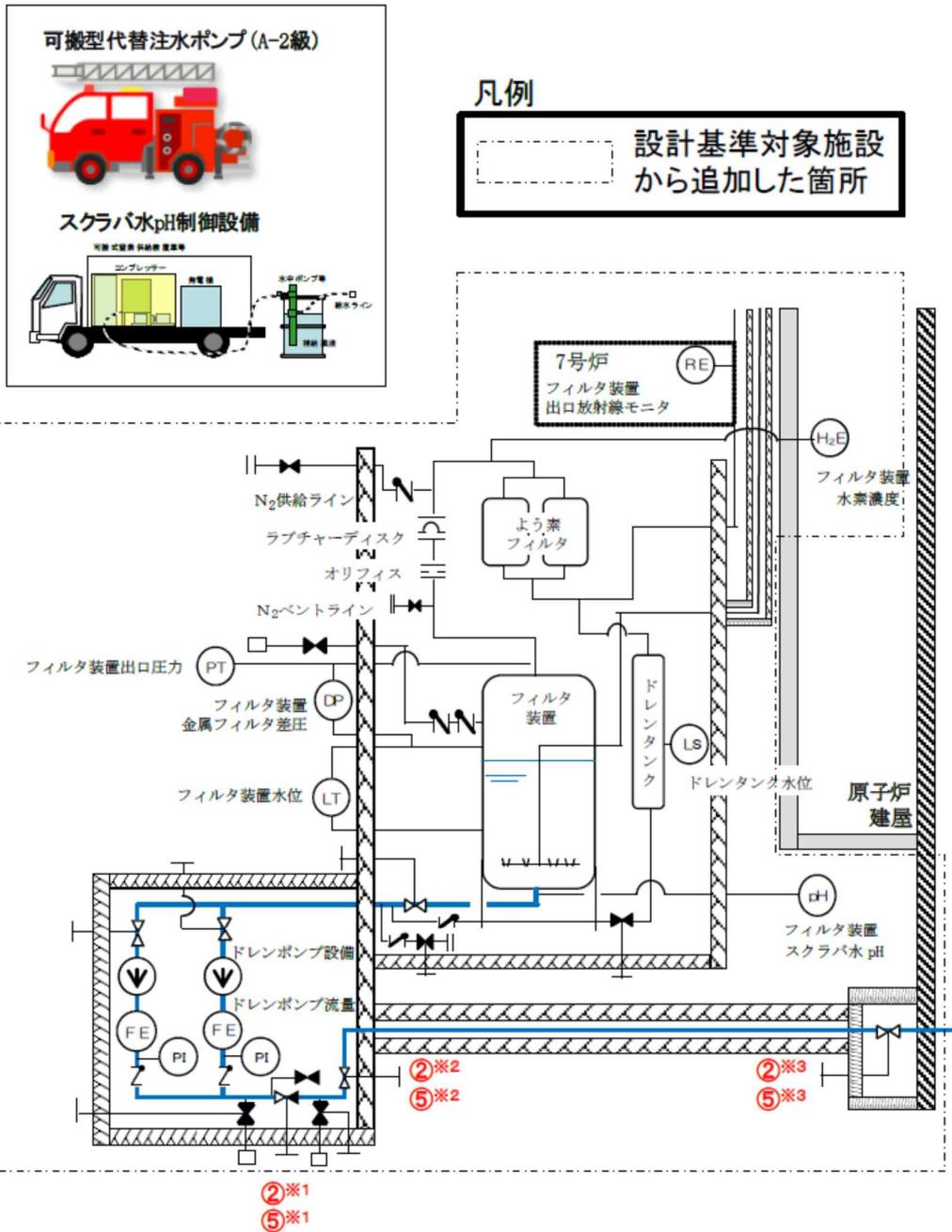


図 1.5.15 フィルタ装置水位調整(水抜き) 概要図

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140			
手順の項目	要員(数)	フィルタ装置水位計継続監視 フィルタ装置水位調整(水抜き)作業完了 135分 ポンプ起動・流量調整▽																
フィルタ装置水位調整 (水抜き)	緊急時対策要員	2	TSC~フィルタベント遮蔽壁外 南側															
			弁開操作・系統構成															
			水抜き(水位2200[mm] → 1000[mm])・操作完了															

図 1.5.16 フィルタ装置水位調整(水抜き) タイムチャート

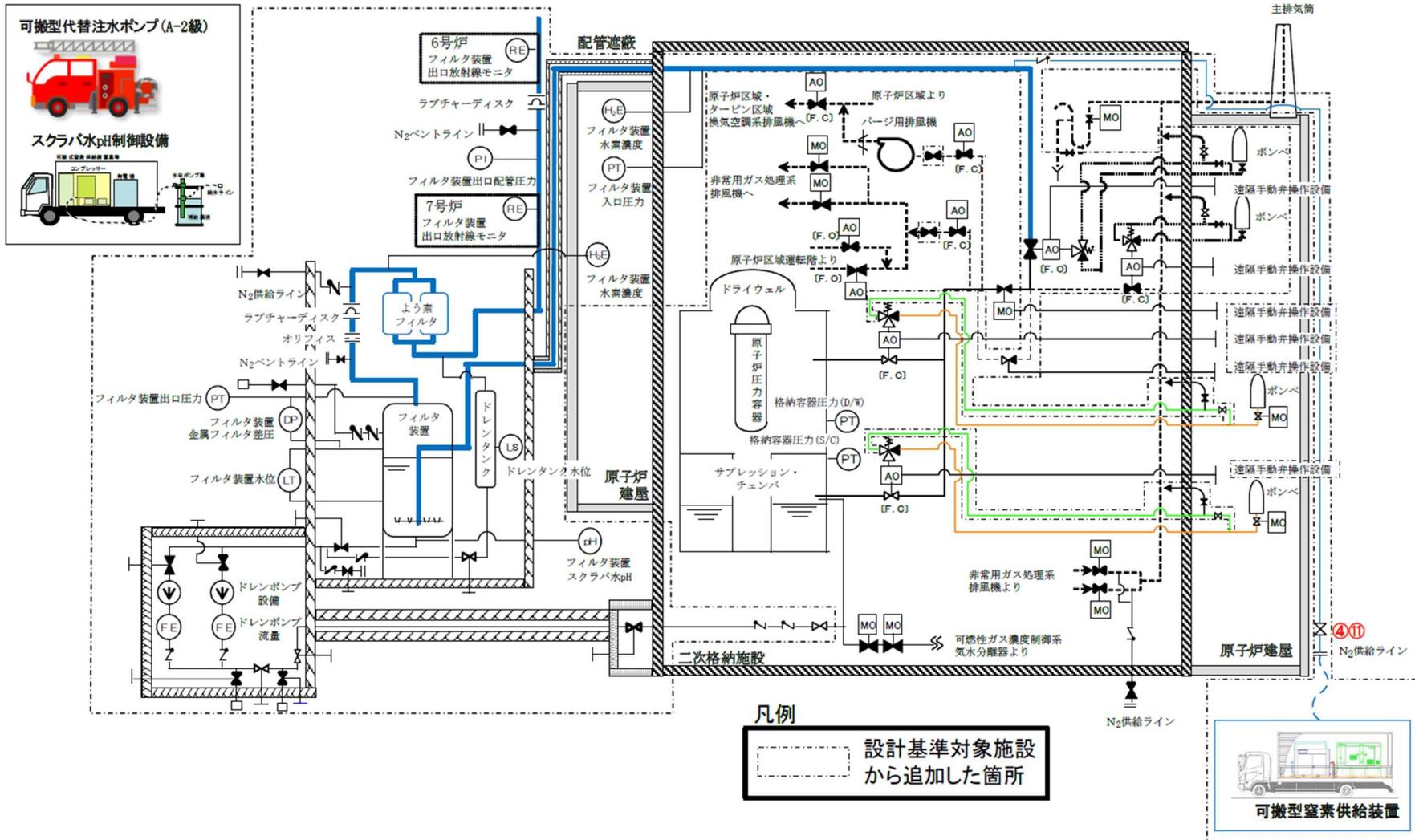


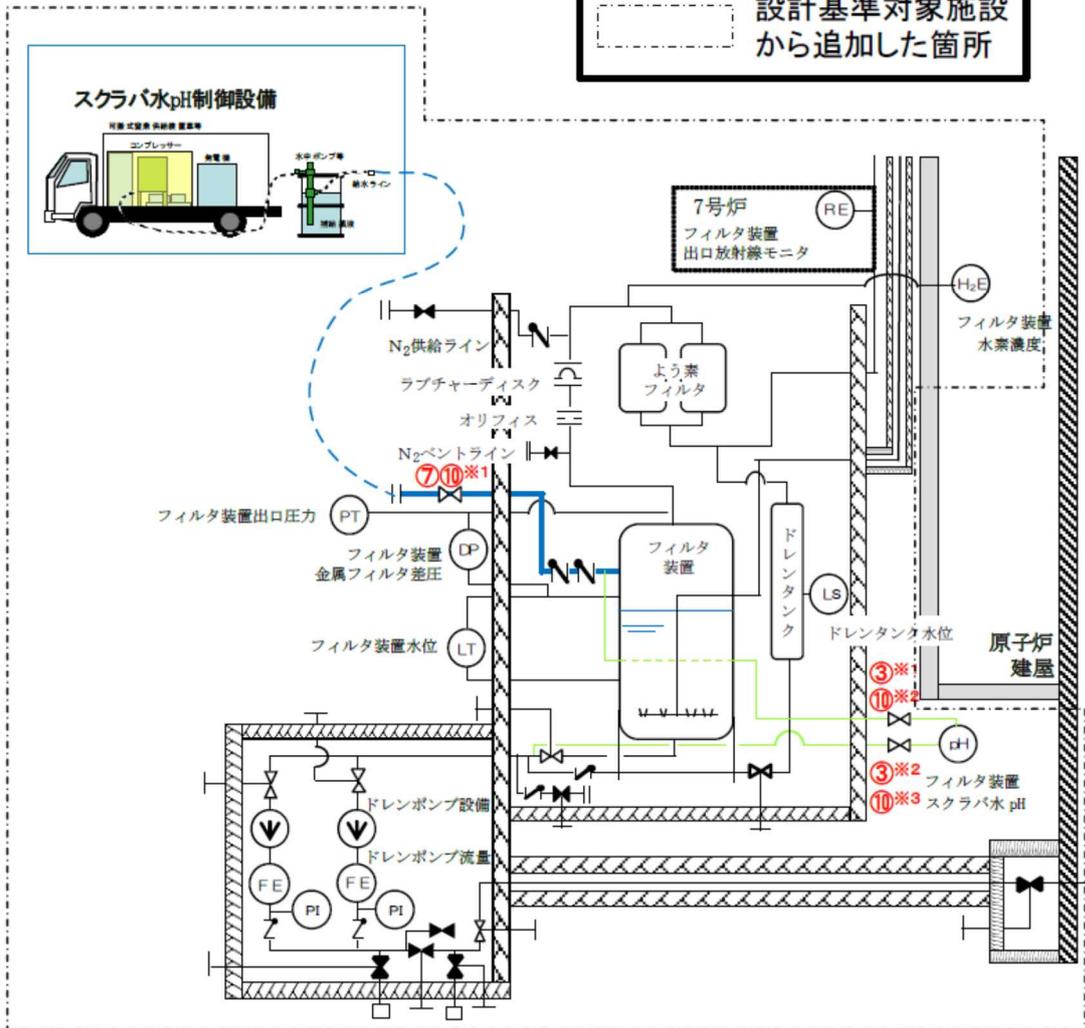
図 1. 5. 17 格納容器圧力逃がし装置停止後の N<sub>2</sub> パージ 概要図

		経過時間(分)																備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	260	280	300	320	340	360
手順の項目	要員(数)	原子炉格納容器ベント操作終了 ▽窒素供給開始																備考	
格納容器圧力逃がし装置停止後のN <sub>2</sub> パーージ	中央制御室運転員 A	1																	
	緊急時対策要員	2	現場移動, 資機材準備																
			計器校正(180分)																
		4	現場移動																
			ホース接続, 系統構成																
窒素供給・完了																			

1.5.18 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パーージ タイムチャート

凡例

設計基準対象施設  
から追加した箇所



操作手順	弁名称
⑦⑩※1	FCVS フィルタバント装置 給水ライン元弁
③※1⑩※2	フィルタバント装置pH系入口止め弁
③※2⑩※3	フィルタバント装置pH系出口止め弁

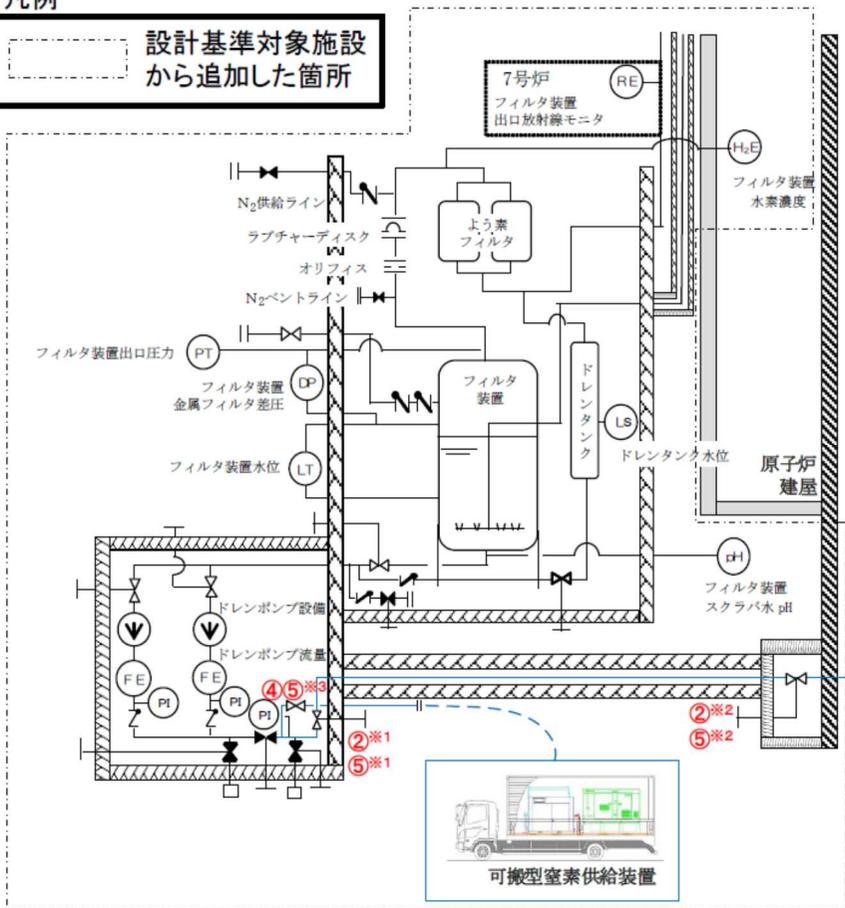
図 1.5.19 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 概要図

		経過時間(分)											備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110								
手順の項目	要員(数)	排水作業実施 サンプリングポンプ起動 補給用ポンプ起動 スクラバ水pH調整完了 90分																		
フィルタ装置 スクラバ水pH調整	中央制御室運転員 A	1																pH値確認		
	緊急時対策要員	2	TSC~フィルタベント遮蔽壁 附室																	
			系統構成																	
		pH値及び水位測定・完了											→							
		4	TSC~大湊側高台																	
			スクラバ水pH制御設備健全性確認																	
	現場移動																			
工具準備・系統構成																				
薬液注入・完了																				

図 1.5.20 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 タイムチャート

凡例

設計基準対象施設  
から追加した箇所



操作手順	弁名称
②※1⑤※1	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
②※2⑤※2	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁
④⑤※3	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン N <sub>2</sub> パージ用元弁

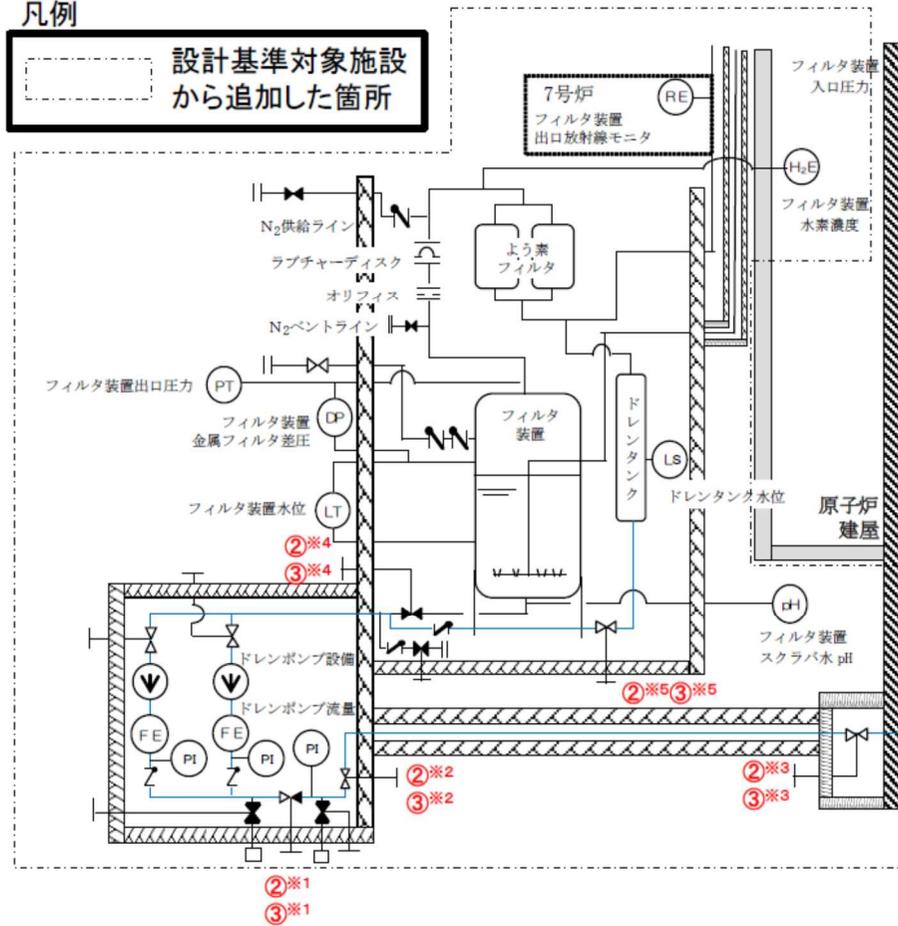
図 1.5.21 ドレン移送ライン N<sub>2</sub>パージ 概要図

		経過時間(分)																備考		
		20	40	60	80	100	120	140	160	180										
手順の項目	要員(数)	フィルタ装置水位調整(水抜き)実施完了 ▽窒素供給開始 100分 ドレン移送ラインN <sub>2</sub> パージ作業完了																		
ドレン移送ライン N <sub>2</sub> パージ	緊急時対策要員	2	現場移動																	
			ホース接続, 系統構成																	
			窒素供給																	
			弁閉操作・ホース取外																	

図 1.5.22 ドレン移送ライン N<sub>2</sub>パージ タイムチャート

凡例

設計基準対象施設  
から追加した箇所

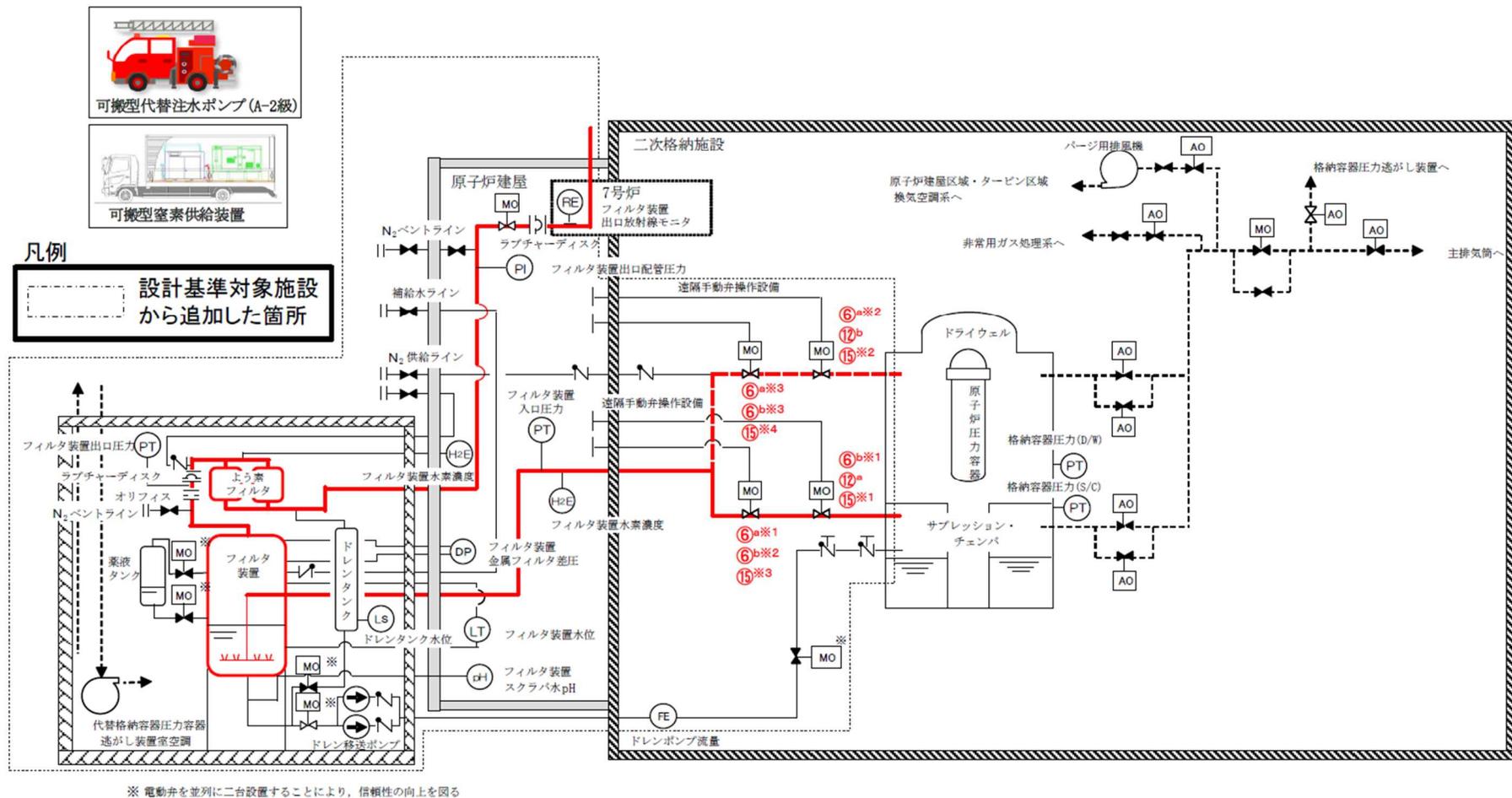


操作手順	弁名称
(2)*1 (3)*1	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
(2)*2 (3)*2	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
(2)*3 (3)*3	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁
(2)*4 (3)*4	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁
(2)*5 (3)*5	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁

図 1.5.23 ドレンタンク水抜き 概要図

		経過時間(分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
手順の項目	要員(数)	▼ドレンタンク水位継続監視 ポンプ起動・流量調整 ▼ ドレンタンク水抜き作業完了 105分																	
ドレンタンク 水抜き	緊急時対策要員 2	TSC~フィルタベント遮蔽壁外 南側																	
		弁開操作・系統構成																	
		水抜き完了(水位3000[mm] → 0[mm]: 50分)																	

図 1.5.24 ドレンタンク水抜き タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥ <sup>b</sup> *1⑫ <sup>a</sup> ⑮*1	S/C側第一隔離弁
⑥ <sup>a</sup> *1⑥ <sup>b</sup> *2⑮*3	S/C側第二隔離弁
⑥ <sup>a</sup> *2⑫ <sup>b</sup> ⑮*2	D/W側第一隔離弁
⑥ <sup>a</sup> *3⑥ <sup>b</sup> *3⑮*4	D/W側第二隔離弁

図 1.5.25 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図

		経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)	25分 減圧及び除熱開始																
代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 電源確認															
					系統構成													
	現場運転員C, D	2	移動, 電源確保															

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.5.26 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W ベント) タイムチャート

		経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)	25分 減圧及び除熱開始																
代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 電源確認															
					系統構成													
	現場運転員C, D	2	移動, 電源確保															

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.5.27 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/W ベント) タイムチャート

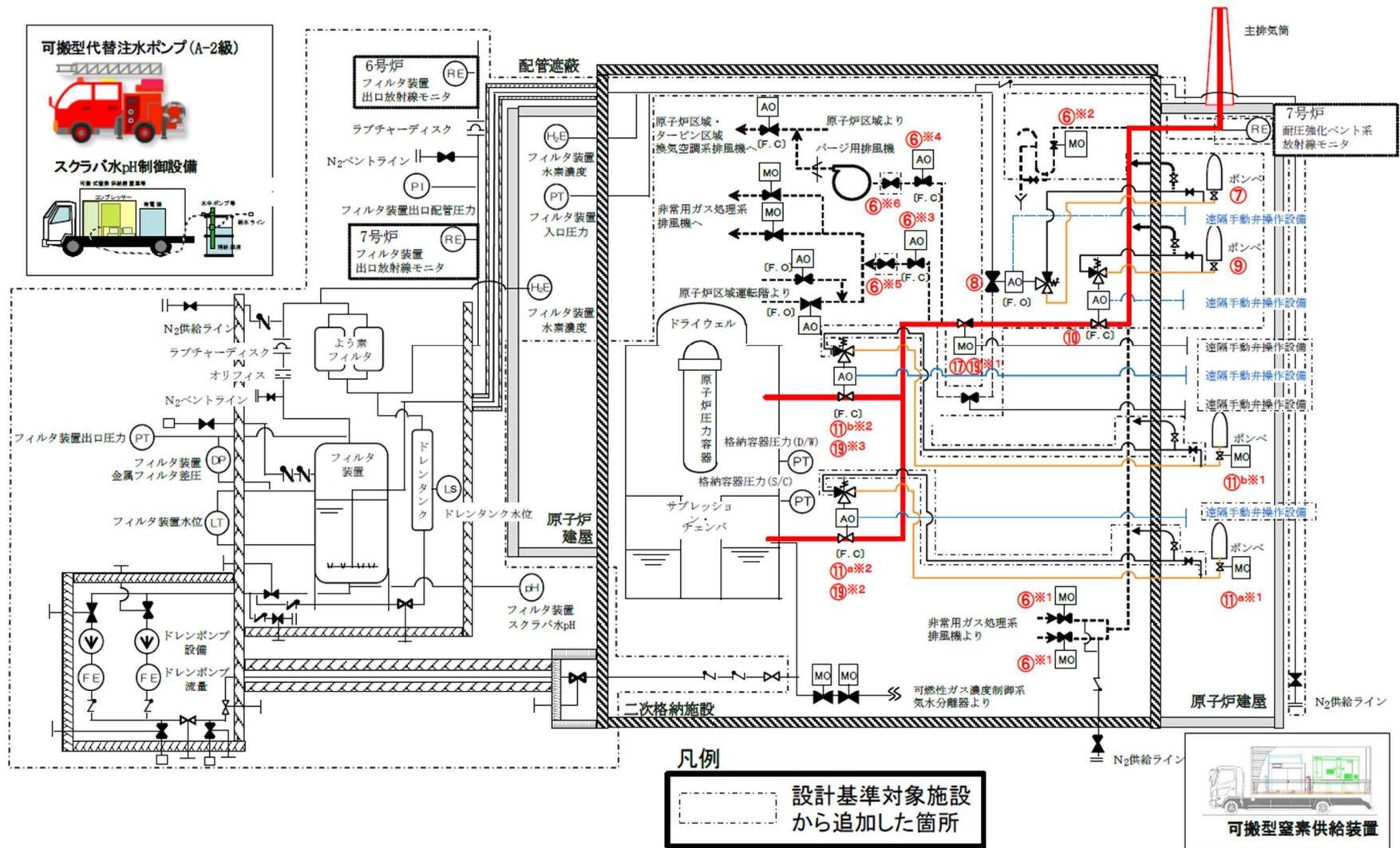
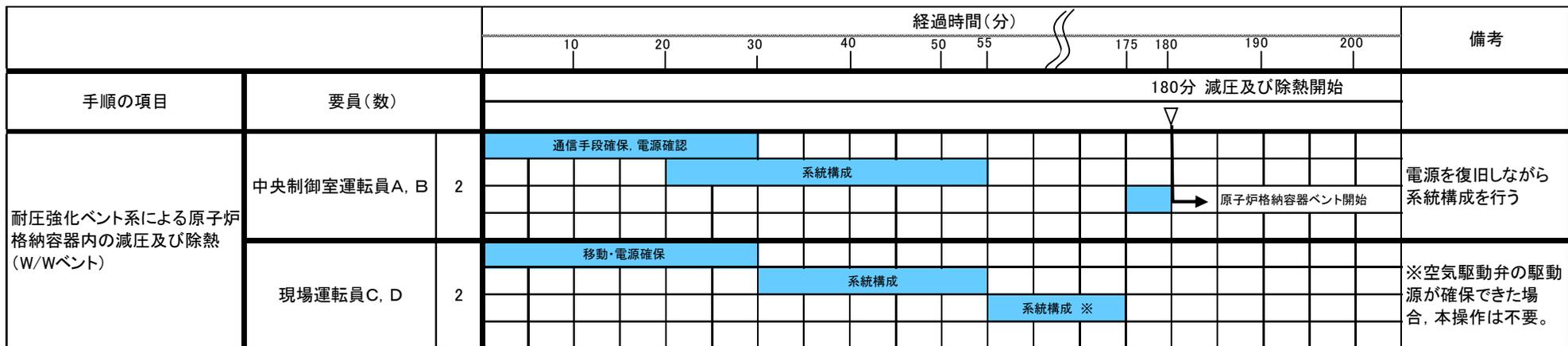


図 1.5.28 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑥※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁
⑥※2	非常用ガス処理系出口Uシール元弁
⑥※3	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁
⑥※4	不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁
⑥※5	非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁
⑥※6	換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁
⑦	PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気ポンプ出口弁
⑧	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁
⑨	PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気ポンプ出口弁
⑩	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁
⑪ <sup>a</sup> ※1	不活性ガス系S/Cベント弁操作空気供給弁
⑪ <sup>a</sup> ※2⑲※2	不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁
⑪ <sup>b</sup> ※1	不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁
⑪ <sup>b</sup> ※2⑲※3	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁
⑰⑲※1	不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁

図 1.5.28 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(2/2)



※空気駆動弁の駆動源が確保でき中央制御室から遠隔操作した場合は, 約60分で可能である。

図 1.5.29 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(W/Wベント) タイムチャート



※空気駆動弁の駆動源が確保でき中央制御室から遠隔操作した場合は, 約60分で可能である。

図 1.5.30 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(D/Wベント) タイムチャート

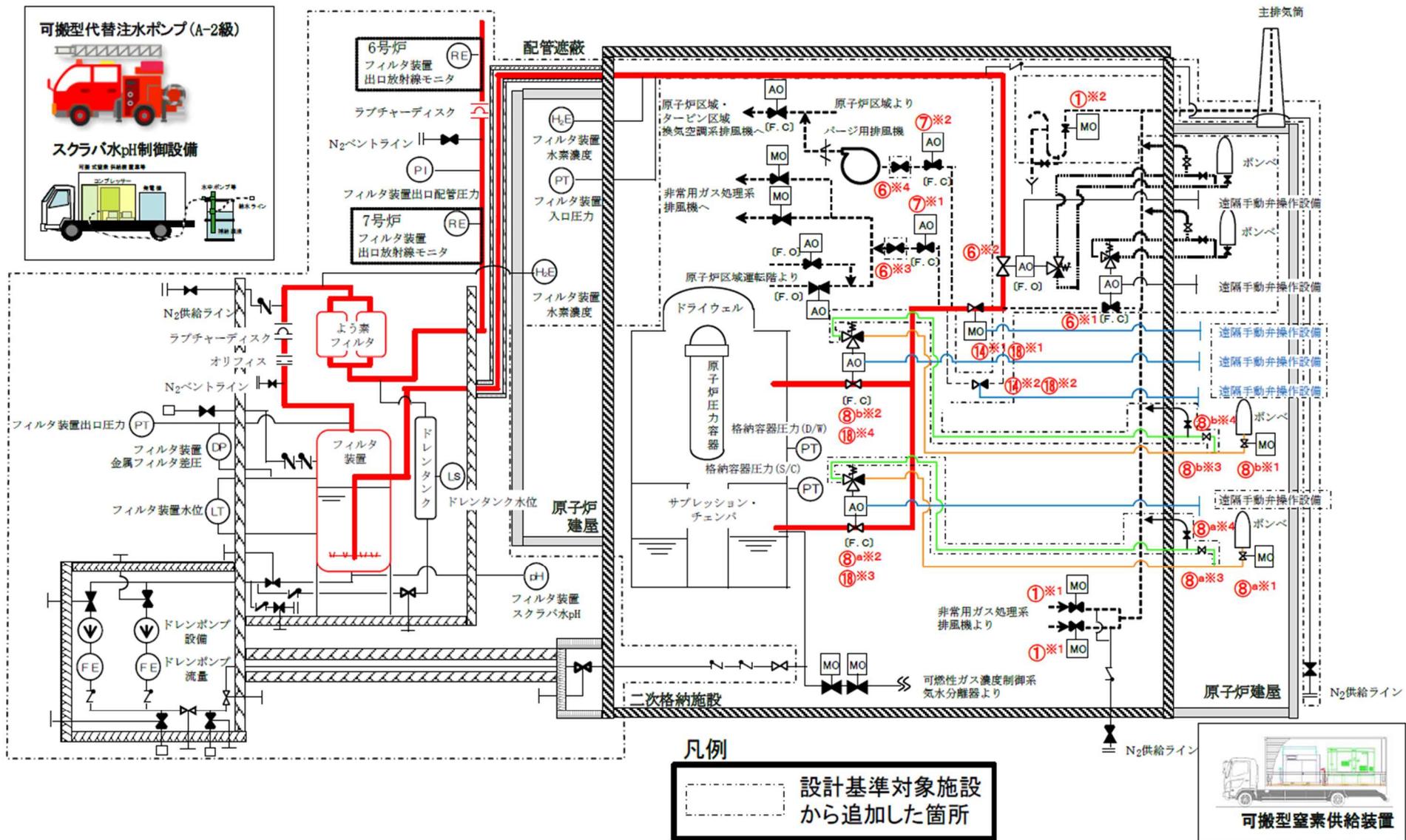


図 1.5.31 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
①※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁
①※2	非常用ガス処理系出口Uシール元弁
⑥※1	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁
⑥※2	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁
⑥※3	非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁
⑥※4	換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁
⑦※1	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁
⑦※2	不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁
⑧ <sup>a</sup> ※1	不活性ガス系S/Cベント弁操作用空気供給弁
⑧ <sup>a</sup> ※2⑩※3	不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁
⑧ <sup>a</sup> ※3	S/Cベント弁操作用空気排気側止め弁
⑧ <sup>a</sup> ※4	S/Cベント弁逆操作用空気排気側止め弁
⑧ <sup>b</sup> ※1	不活性ガス系D/Wベント弁操作用空気供給弁
⑧ <sup>b</sup> ※2⑩※4	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁
⑧ <sup>b</sup> ※3	D/Wベント弁操作用空気排気側止め弁
⑧ <sup>b</sup> ※4	D/Wベント弁逆操作用空気排気側止め弁
⑭※1⑩※1	不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑭※2⑩※2	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁

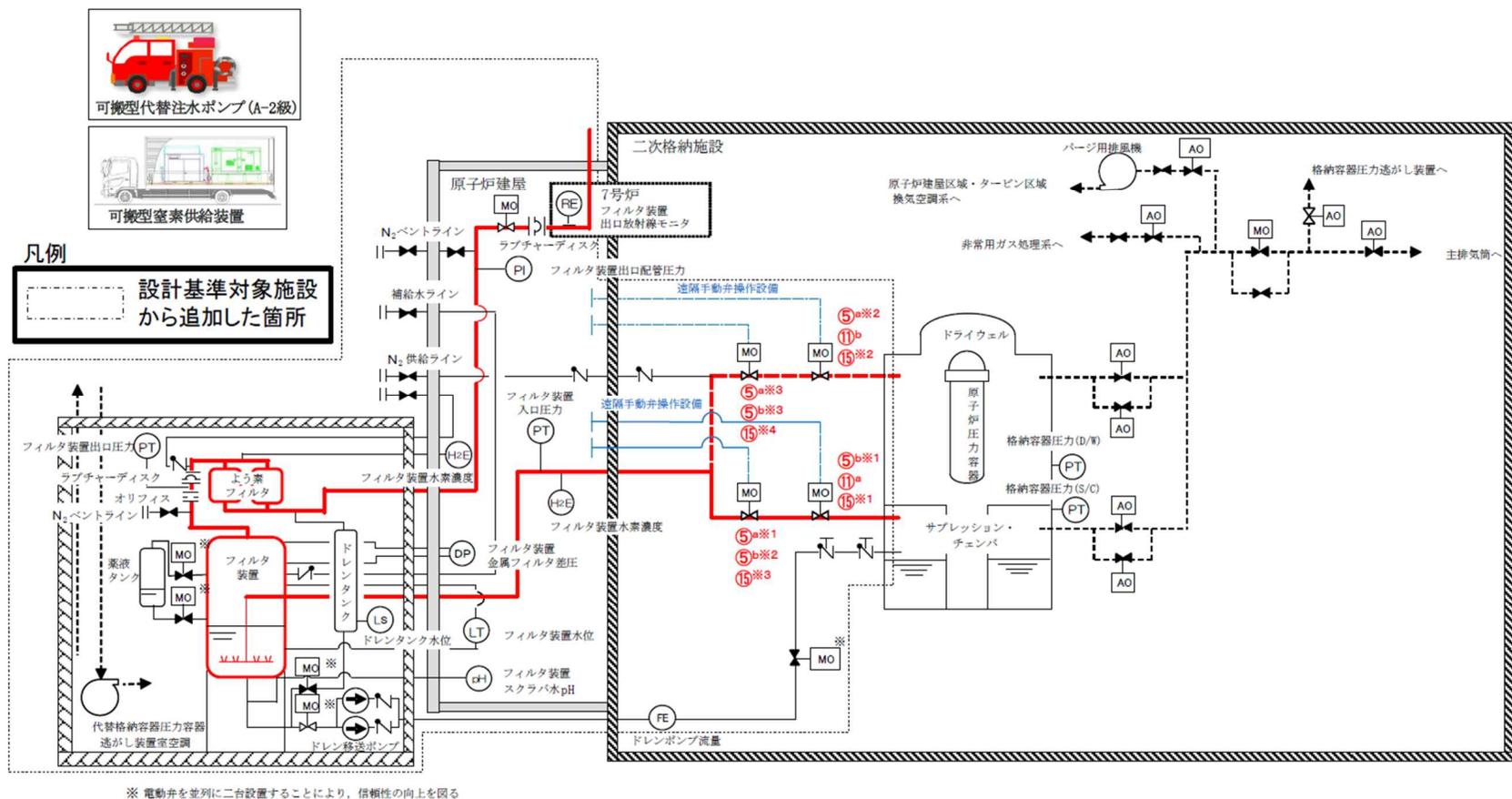
図 1.5.31 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（2/2）



図 1.5.32 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W ベント) タイムチャート (現場操作)



図 1.5.33 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W ベント) タイムチャート (現場操作)



操作手順	弁名称
⑤b※1①①①⑤※1	S/C側第一隔離弁
⑤a※1⑤b※2①⑤※3	S/C側第二隔離弁
⑤a※2①①b①⑤※2	D/W側第一隔離弁
⑤a※3⑤b※3①⑤※4	D/W側第二隔離弁

図 1.5.34 代替格納容器圧力逃がし装置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

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	40分 減圧及び除熱開始 ▽													
代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 監視計器指示の確認												
	現場運転員C, D	2	移動, 系統構成												
			原子炉格納容器ベント開始 ▶												

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.5.35 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント) タイムチャート  
(現場操作)

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	40分 減圧及び除熱開始 ▽													
代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 監視計器指示の確認												
	現場運転員C, D	2	移動, 系統構成												
			原子炉格納容器ベント開始 ▶												

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.5.36 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント) タイムチャート  
(現場操作)

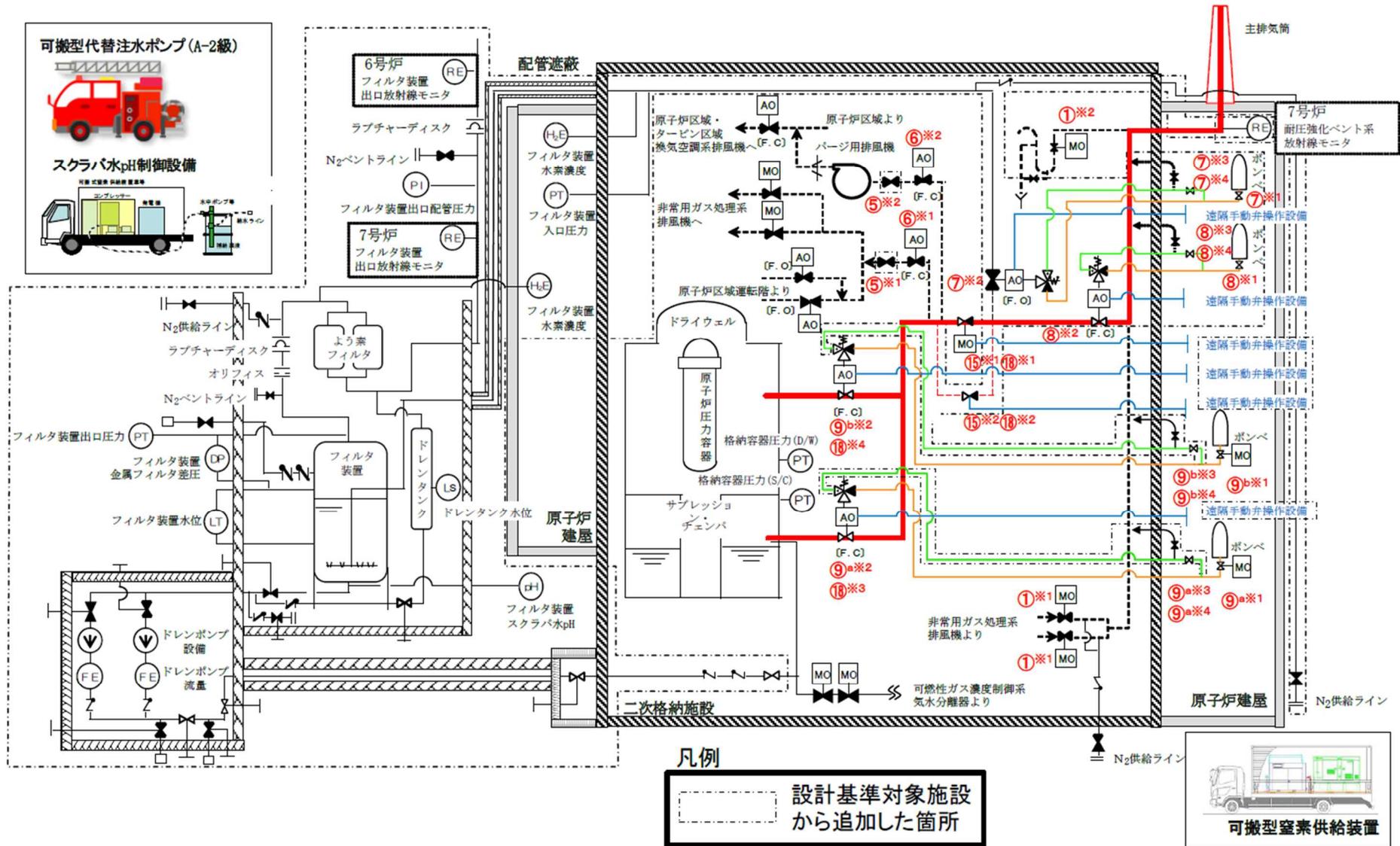


図 1.5.37 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
①※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁
①※2	非常用ガス処理系出口Uシール元弁
⑤※1	非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁
⑤※2	換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁
⑥※1	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁
⑥※2	不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁
⑦※1	PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気ポンプ出口弁
⑦※2	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁
⑦※3	PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気排気側止め弁
⑦※4	PCVベントラインフィルタベント側隔離弁逆操作空気排気側止め弁
⑧※1	PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気ポンプ出口弁
⑧※2	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁
⑧※3	PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気排気側止め弁
⑧※4	PCVベントライン排気筒側隔離弁逆操作空気排気側止め弁
⑨ <sup>a</sup> ※1	不活性ガス系S/Cベント弁操作空気供給弁
⑨ <sup>a</sup> ※2⑩※3	不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁
⑨ <sup>a</sup> ※3	S/Cベント弁操作空気排気側止め弁
⑨ <sup>a</sup> ※4	S/Cベント弁逆操作空気排気側止め弁
⑨ <sup>b</sup> ※1	不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁
⑨ <sup>b</sup> ※2⑩※4	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁
⑨ <sup>b</sup> ※3	D/Wベント弁操作空気排気側止め弁
⑨ <sup>b</sup> ※4	D/Wベント弁逆操作空気排気側止め弁
⑮※1⑰※1	不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑮※2⑰※2	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁

図 1.5.37 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(2/2)



図 1.5.38 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(W/Wベント) タイムチャート (現場操作)



図 1.5.39 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(D/Wベント) タイムチャート (現場操作)

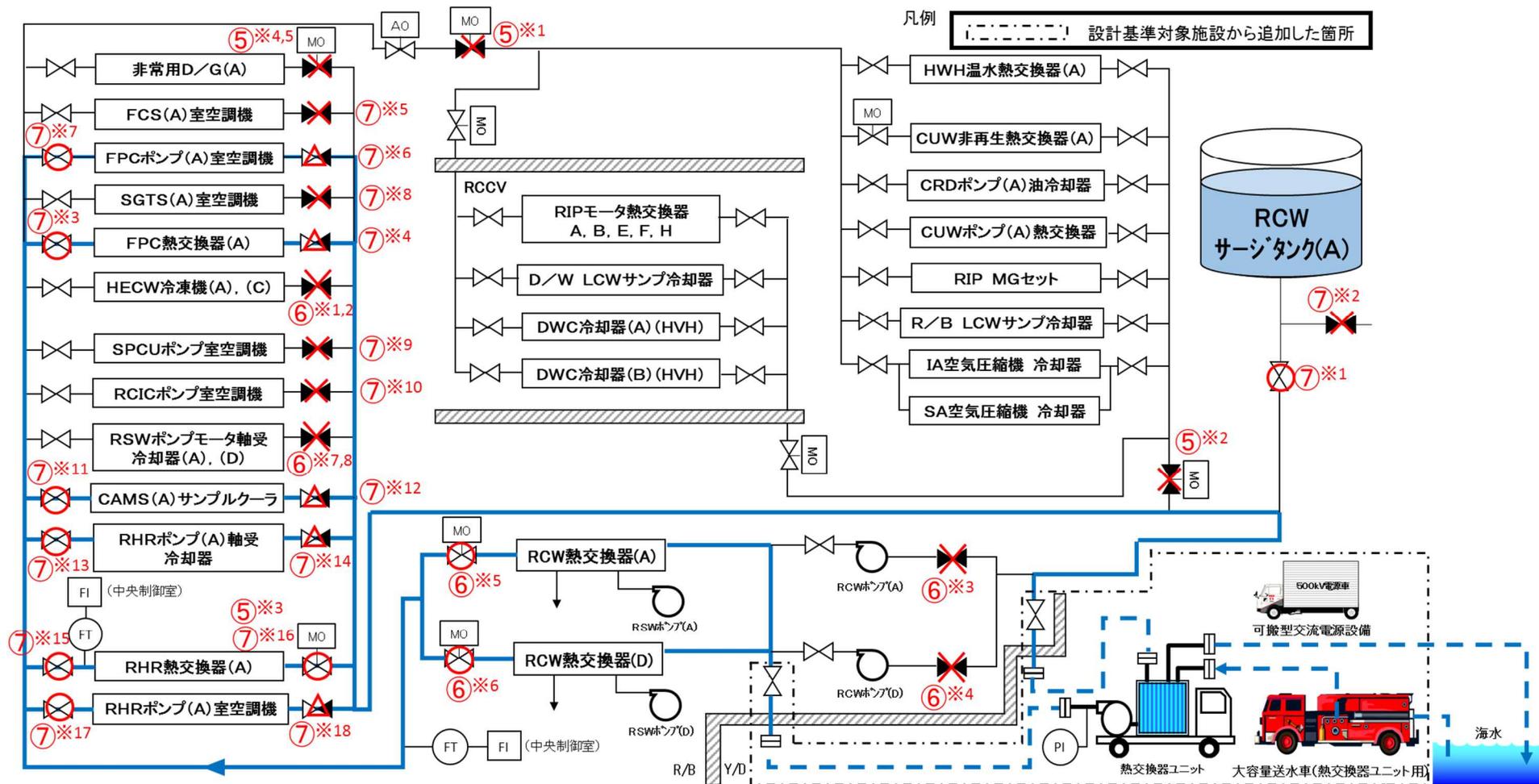


図 1.5.40 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑤※ <sup>1</sup>	原子炉補機冷却水系常用冷却水供給側分離弁(A)
⑤※ <sup>2</sup>	原子炉補機冷却水系常用冷却水戻り側分離弁(A)
⑤※ <sup>3</sup>	原子炉補機冷却水系RHR熱交換器(A)冷却水出口弁
⑤※ <sup>4</sup>	原子炉補機冷却水系 非常用D/G(A)冷却水出口弁(A)
⑤※ <sup>5</sup>	原子炉補機冷却水系 非常用D/G(A)冷却水出口弁(D)
⑥※ <sup>1</sup>	RCW HECW冷凍機(A)換気空調補機非常用冷却水系冷却水温度調節弁後弁
⑥※ <sup>2</sup>	RCW HECW冷凍機(C)換気空調補機非常用冷却水系冷却水温度調節弁後弁
⑥※ <sup>3</sup>	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁
⑥※ <sup>4</sup>	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁
⑥※ <sup>5</sup>	原子炉補機冷却水系熱交換器(A)冷却水出口弁
⑥※ <sup>6</sup>	原子炉補機冷却水系熱交換器(D)冷却水出口弁
⑥※ <sup>7</sup>	原子炉補機冷却水系原子炉補機冷却海水系ポンプ(A)電動機軸受出口弁
⑥※ <sup>8</sup>	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系ポンプ(D)電動機軸受出口弁
⑦※ <sup>1</sup>	原子炉補機冷却水系サーシタンク(A)出口弁
⑦※ <sup>2</sup>	原子炉補機冷却水系 サーシタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁
⑦※ <sup>3</sup>	原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口弁
⑦※ <sup>4</sup>	原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁
⑦※ <sup>5</sup>	原子炉補機冷却水系 可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁
⑦※ <sup>6</sup>	原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁
⑦※ <sup>7</sup>	原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)入口弁
⑦※ <sup>8</sup>	原子炉補機冷却水系 非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁
⑦※ <sup>9</sup>	原子炉補機冷却水系 サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
⑦※ <sup>10</sup>	原子炉補機冷却水系 原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
⑦※ <sup>11</sup>	原子炉補機冷却水系 格納容器雰囲気モニタラック(A)入口弁
⑦※ <sup>12</sup>	原子炉補機冷却水系 格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁
⑦※ <sup>13</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系RHRポンプ(A)冷却水入口弁
⑦※ <sup>14</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁
⑦※ <sup>15</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)入口弁
⑦※ <sup>16</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)出口弁
⑦※ <sup>17</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系ポンプ室空調機(A)入口弁
⑦※ <sup>18</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁

図 1.5.40 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図(2/2)

		経過時間(時間)										備考									
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10										
手順の項目	要員(数)	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 9時間																			
代替原子炉補機冷却系による 補機冷却水確保	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 系統構成																		
	現場運転員C, D	2	移動, 電源確保																		
			系統構成																		
	緊急時対策要員	13																			
			大容量送水車(熱交換器ユニット用), 熱交換器ユニット他移動																		
	主配管(可搬型)等の接続																				
	補機冷却水の供給, 流量調整																				

図 1.5.41 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート

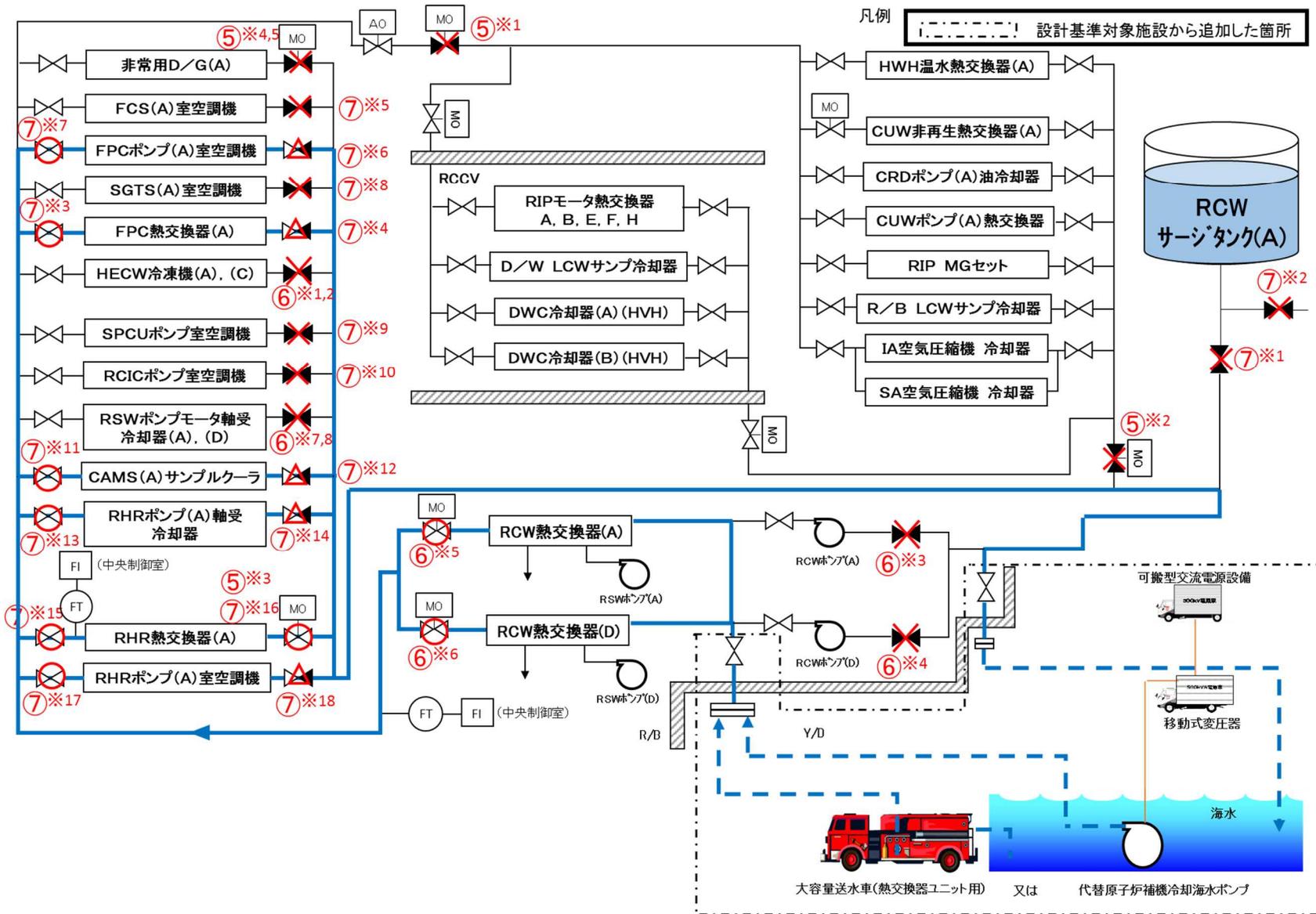


図 1.5.42 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑤※ <sup>1</sup>	原子炉補機冷却水系常用冷却水供給側分離弁(A)
⑤※ <sup>2</sup>	原子炉補機冷却水系常用冷却水戻り側分離弁(A)
⑤※ <sup>3</sup>	原子炉補機冷却水系RHR熱交換器(A)冷却水出口弁
⑤※ <sup>4</sup>	原子炉補機冷却水系 非常用D/G(A)冷却水出口弁(A)
⑤※ <sup>5</sup>	原子炉補機冷却水系 非常用D/G(A)冷却水出口弁(D)
⑥※ <sup>1</sup>	RCW HECW冷凍機(A)換気空調補機非常用冷却水系冷却水温度調節弁後弁
⑥※ <sup>2</sup>	RCW HECW冷凍機(C)換気空調補機非常用冷却水系冷却水温度調節弁後弁
⑥※ <sup>3</sup>	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁
⑥※ <sup>4</sup>	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁
⑥※ <sup>5</sup>	原子炉補機冷却水系熱交換器(A)冷却水出口弁
⑥※ <sup>6</sup>	原子炉補機冷却水系熱交換器(D)冷却水出口弁
⑥※ <sup>7</sup>	原子炉補機冷却水系原子炉補機冷却海水系ポンプ(A)電動機軸受出口弁
⑥※ <sup>8</sup>	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系ポンプ(D)電動機軸受出口弁
⑦※ <sup>1</sup>	原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口弁
⑦※ <sup>2</sup>	原子炉補機冷却水系 サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁
⑦※ <sup>3</sup>	原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口弁
⑦※ <sup>4</sup>	原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁
⑦※ <sup>5</sup>	原子炉補機冷却水系 可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁
⑦※ <sup>6</sup>	原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁
⑦※ <sup>7</sup>	原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)入口弁
⑦※ <sup>8</sup>	原子炉補機冷却水系 非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁
⑦※ <sup>9</sup>	原子炉補機冷却水系 サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
⑦※ <sup>10</sup>	原子炉補機冷却水系 原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
⑦※ <sup>11</sup>	原子炉補機冷却水系 格納容器雰囲気モニタック(A)入口弁
⑦※ <sup>12</sup>	原子炉補機冷却水系 格納容器雰囲気モニタック(A)出口弁
⑦※ <sup>13</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系RHRポンプ(A)冷却水入口弁
⑦※ <sup>14</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁
⑦※ <sup>15</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)入口弁
⑦※ <sup>16</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)出口弁
⑦※ <sup>17</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系ポンプ室空調機(A)入口弁
⑦※ <sup>18</sup>	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁

図 1.5.42 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保概要図(2/2)

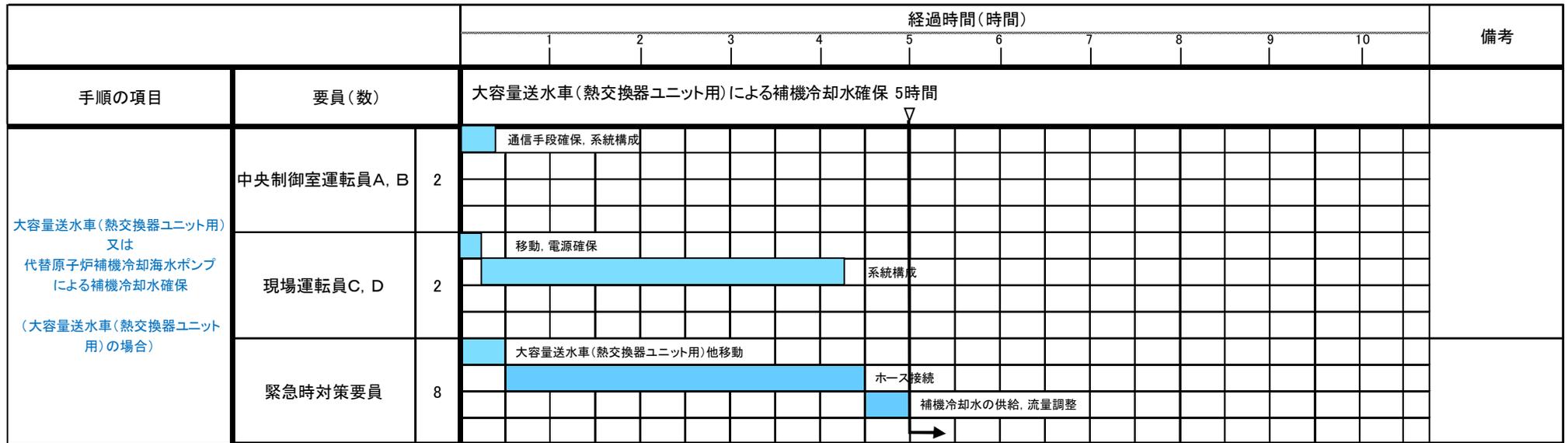
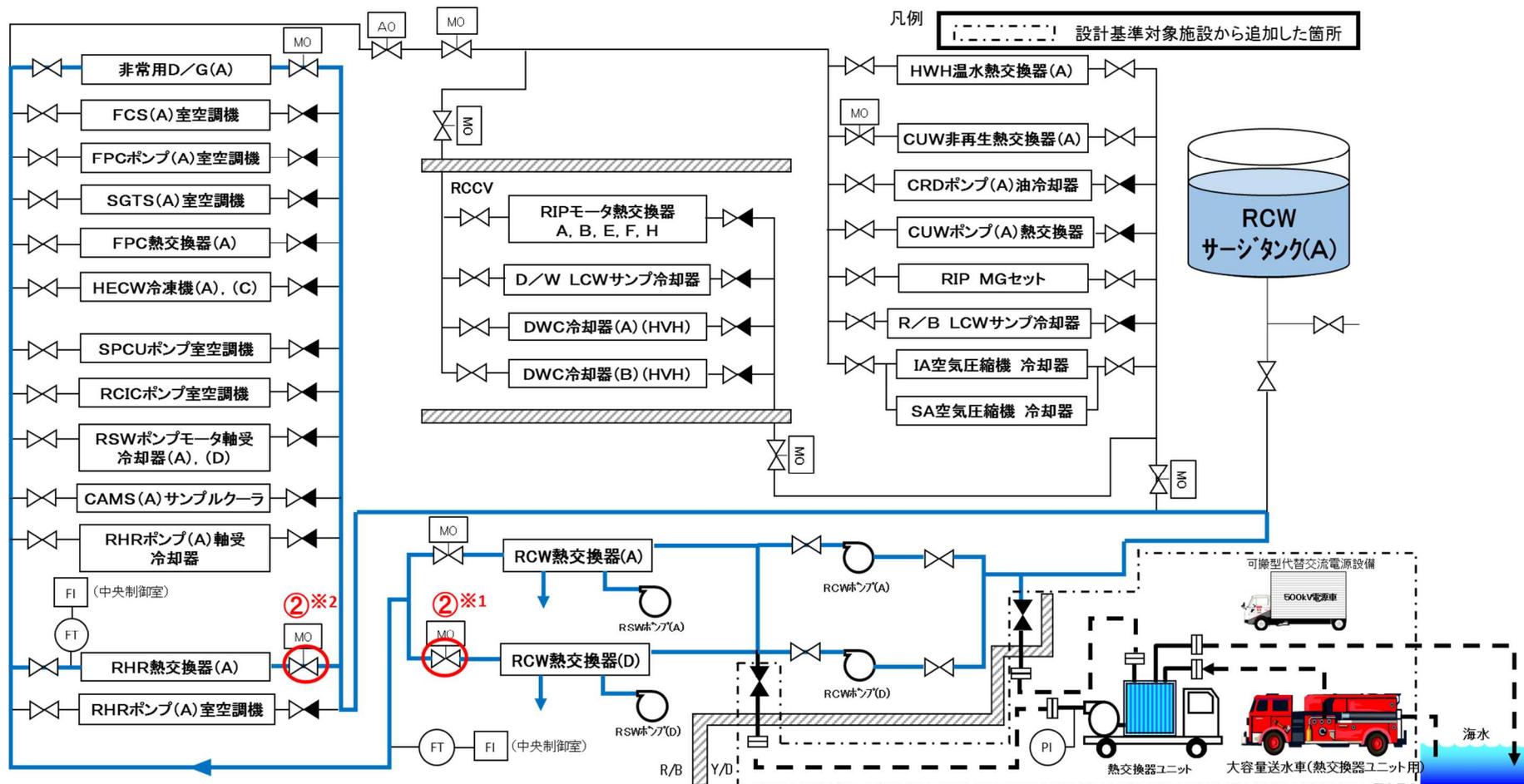


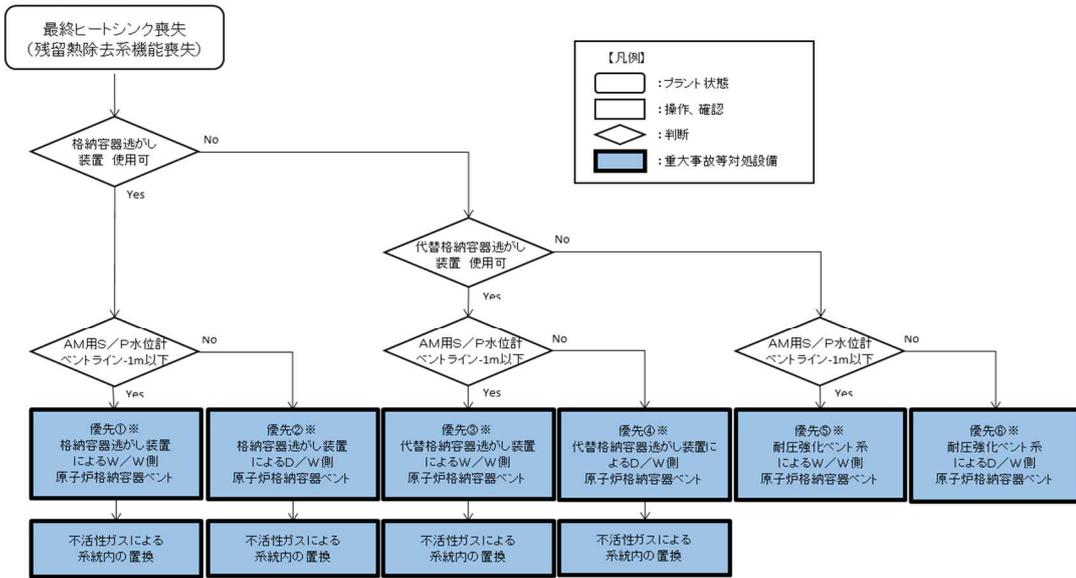
図 1.5.43 大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保 タイムチャート



操作手順	弁名称
②※1	原子炉補機冷却系熱交換器冷却水出口弁
②※2	残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁

図 1.5.44 原子炉補機冷却系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



※代替格納容器圧力逃がし装置完成までの優先順位は  
①→②→⑤→⑥の順とする

(2)サポート系故障時の対応手段の選択

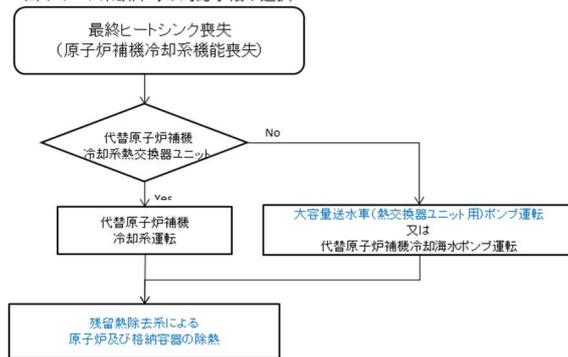


図 1.5.45 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表(1/4)

技術的能力審査基準 (1.5)	番号	設置許可基準規則 (48条)	技術基準規則 (63条)	番号
<p><b>【本文】</b> 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><b>【本文】</b> 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><b>【本文】</b> 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><b>【解釈】</b> 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><b>【解釈】</b> 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><b>【解釈】</b> 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク(UHS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	②	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p>	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p>	④
		<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑤
		<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1b)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1b)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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/4)

■ : 重大事故等対処設備    ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	既設	①③	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ブール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイ冷却	残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・ブール水冷却モード)	既設	①③	-	-	-	-	-	-
	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	既設		-	-	-	-	-	-
原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機冷却系海水ポンプ	既設	①③	-	-	-	-	-	-
	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ	既設							
	原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ	既設							
	原子炉補機冷却系サージタンク	既設							
	原子炉補機冷却系熱交換器	既設							
	補機冷却用海水取水路	既設							
	補機冷却用海水取水槽	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	海水貯留堰	新設							
	スクリーン室	既設							
	取水路	既設							

### 審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/4)

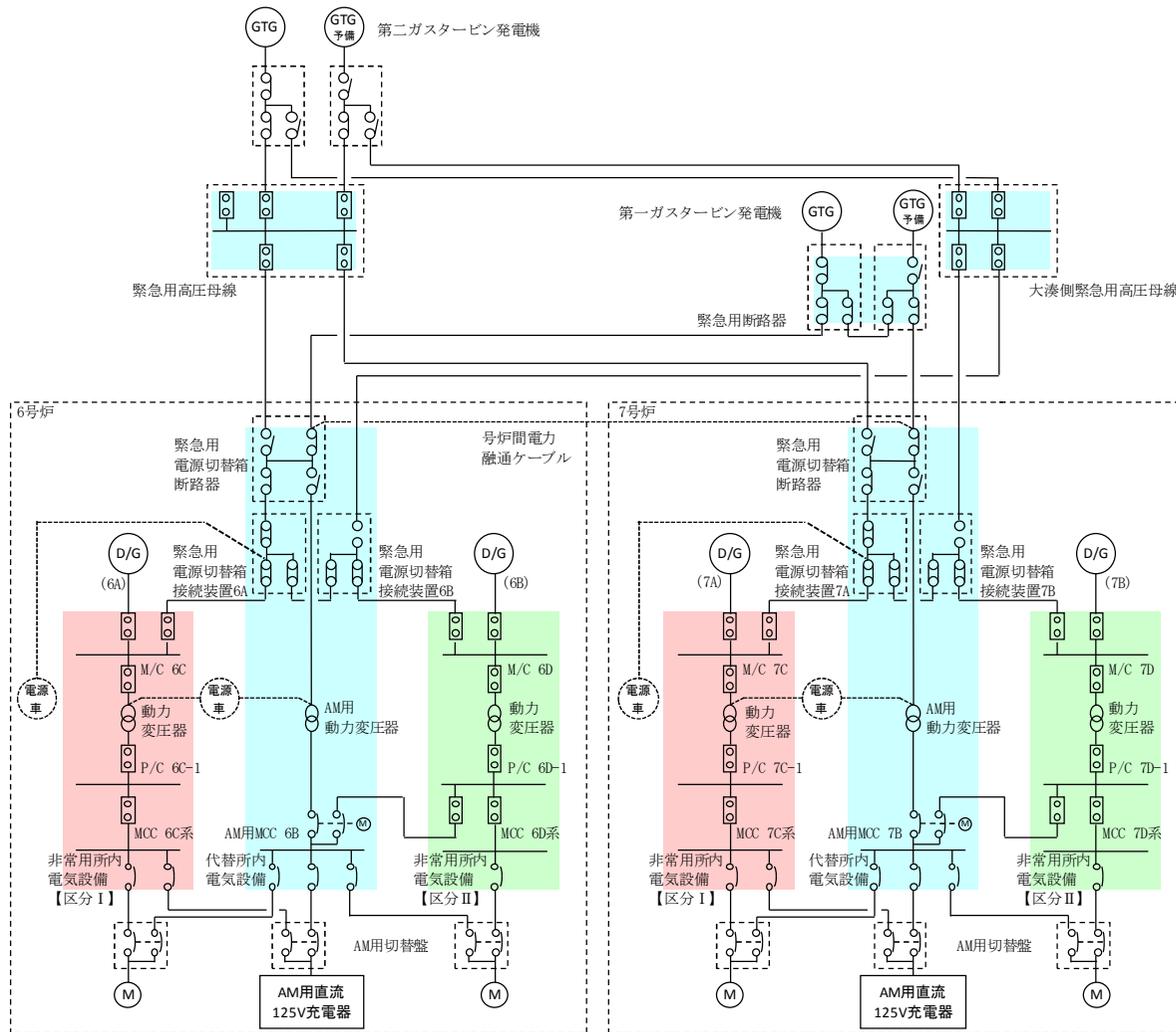
: 重大事故等対処設備
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	代替格納容器圧力逃がし装置	新設							
	専用空気ポンペ	新設							
	-	-							
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	耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁	既設							
	遠隔手動弁操作設備	新設							
	原子炉格納容器	既設							
	不活性ガス系配管・弁	既設							
	非常用ガス処理系配管・弁	既設							
	真空破壊弁 (S/C→D/W)	既設							
	主排気筒 (内筒)	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	専用空気ポンペ	新設							
操現場	遠隔手動弁操作設備	新設	①② ③④ ⑤⑥ ⑦	操現場	専用空気ポンペ	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	-	-			-				

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4/4)

: 重大事故等対処設備
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替原子炉補機冷却系による除熱	熱交換器ユニット	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	代替大容量送水車(熱交換器冷却海水ポンプ)による除熱又は	大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ	可搬	運転員側 255分 緊急時対策 要員側 300分	運転員側 4名 緊急時対策 要員側 8名	自主対策とする理由は本文参照
	大容量送水車(熱交換器ユニット用)	新設			代替原子炉補機冷却海水ストレータ	可搬			
	代替原子炉補機冷却海水ストレータ	新設			ホース	可搬			
	ホース	新設			代替原子炉補機冷却系接続口	常設			
	代替原子炉補機冷却系接続口	新設			原子炉補機冷却系配管・弁	常設			
	原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			海水貯留堰	常設			
	海水貯留堰	新設			スクリーン室	常設			
	スクリーン室	既設			取水路	常設			
	取水路	既設			補機冷却用海水取水路	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			補機冷却用海水取水槽	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	既設			移動式変圧器	可搬			
	残留熱除去系(サブレーション・チェンバ・プール水冷却モード)	既設			燃料補給設備	常設 可搬			
	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	既設			残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	常設			
	補機冷却用海水取水路	既設			残留熱除去系(サブレーション・チェンバ・プール水冷却モード)	常設			
	補機冷却用海水取水槽	既設			残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	常設			



※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

【凡例】	
	: ガスタービン発電機
	: 非常用ディーゼル発電機
	: 遮断器
	: 断路器
	: 配線用遮断器
	: 接続装置
	: 電動切替装置
	: 切替装置

【略語】	
D/G	: 非常用ディーゼル発電機
M/C	: メタルラット開閉装置
P/C	: パワーセンタ
MCC	: モータ・コントロール センタ

図1 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

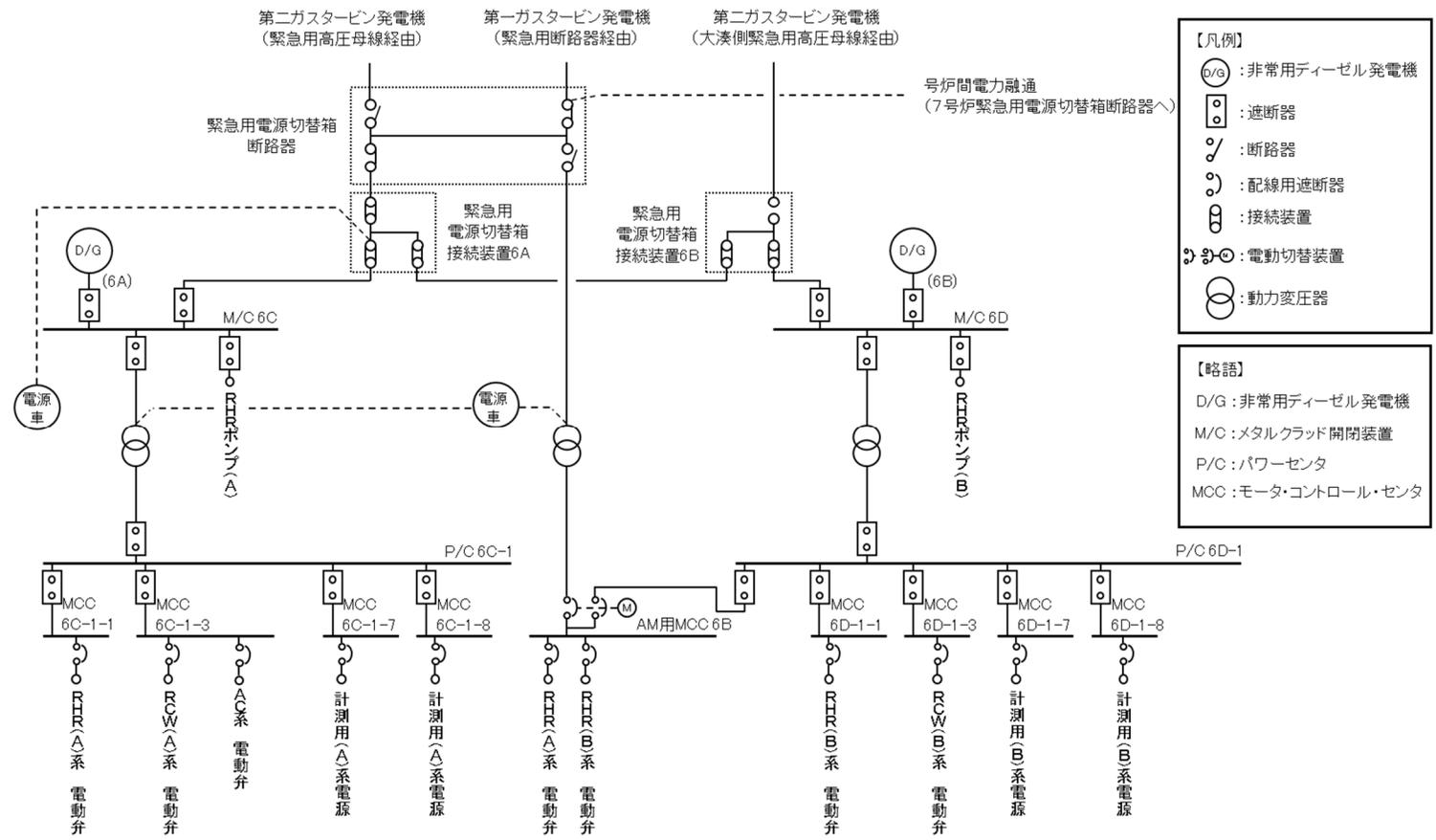


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

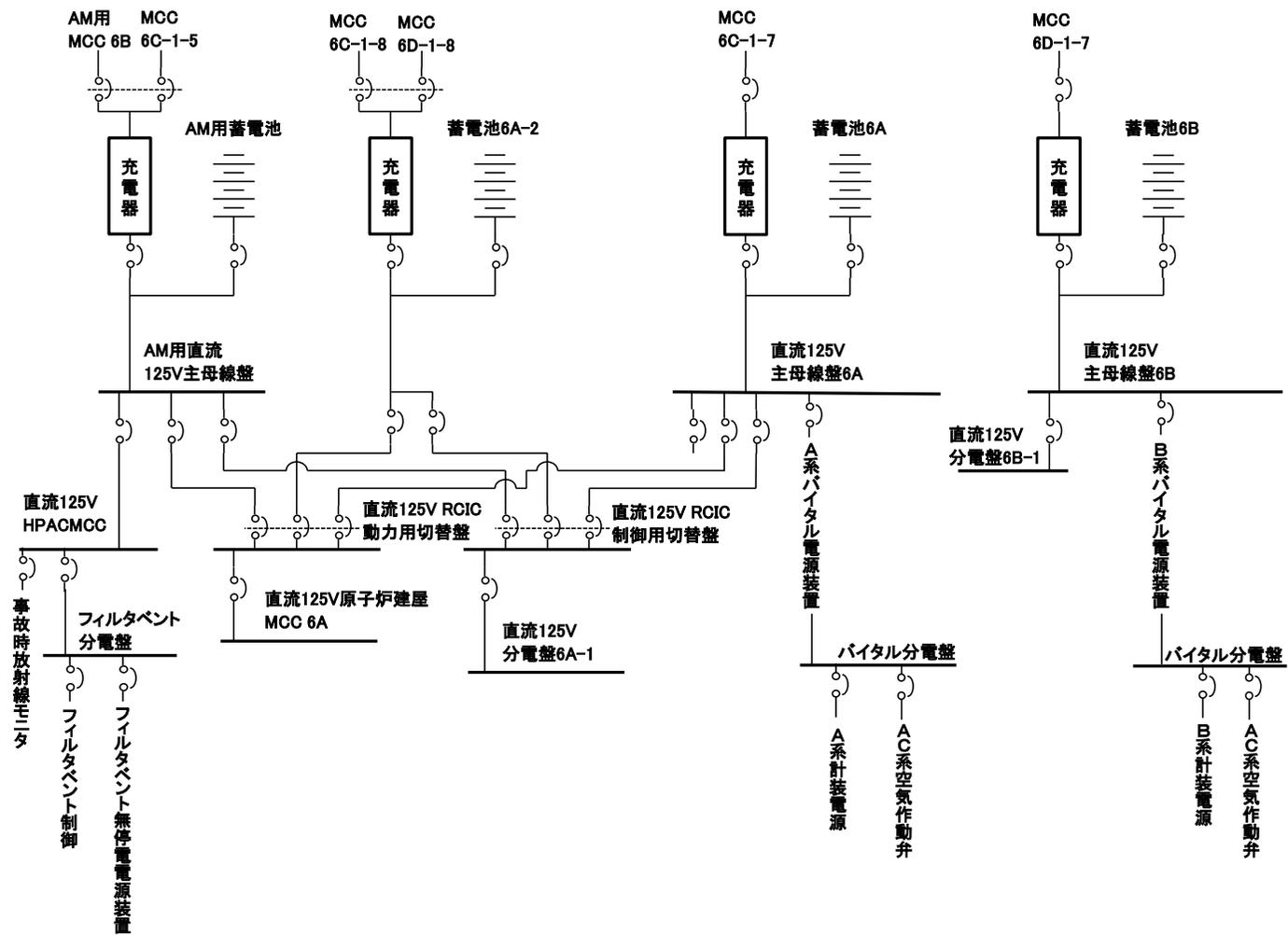


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 直流電源)

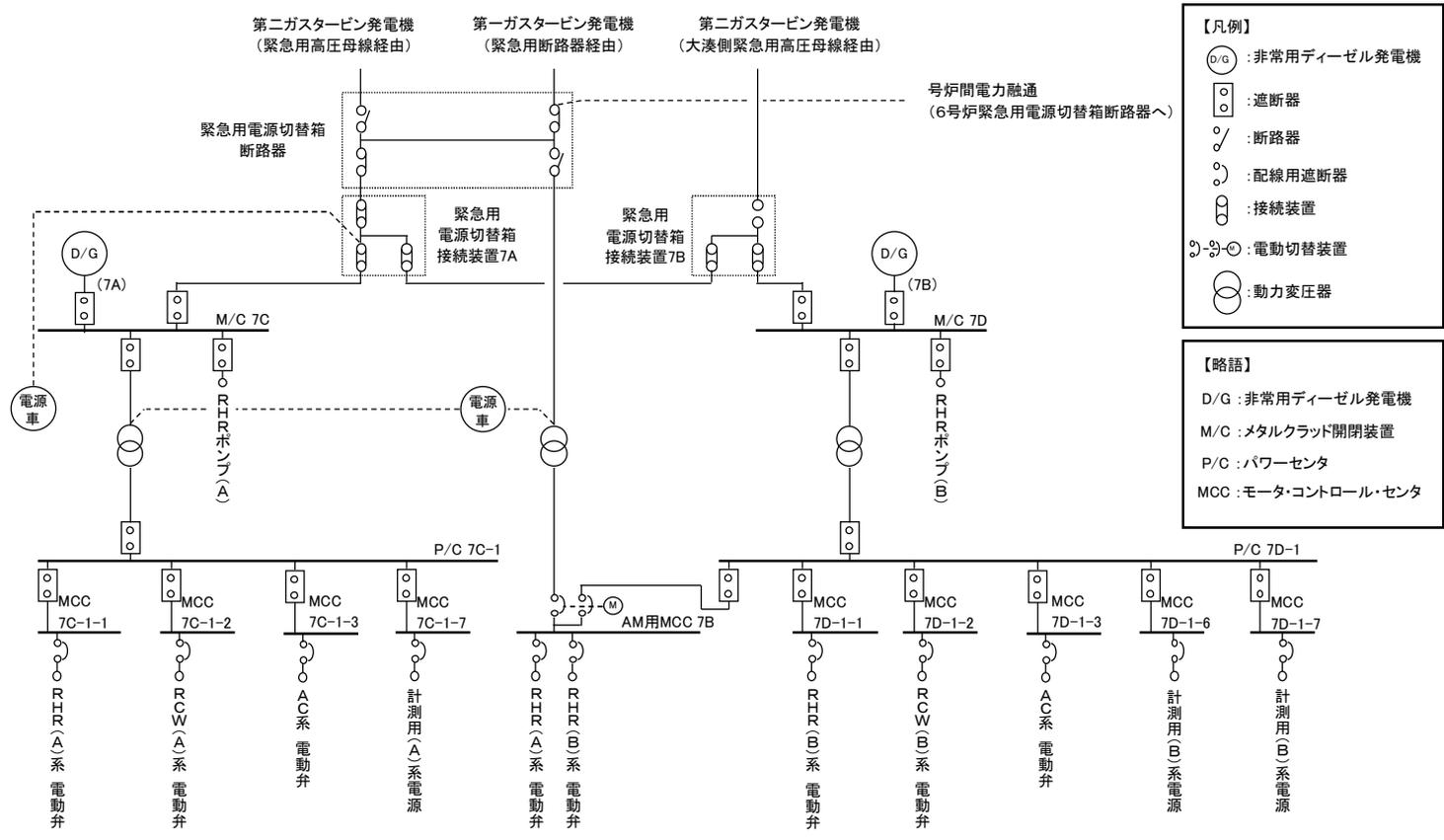


図4 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

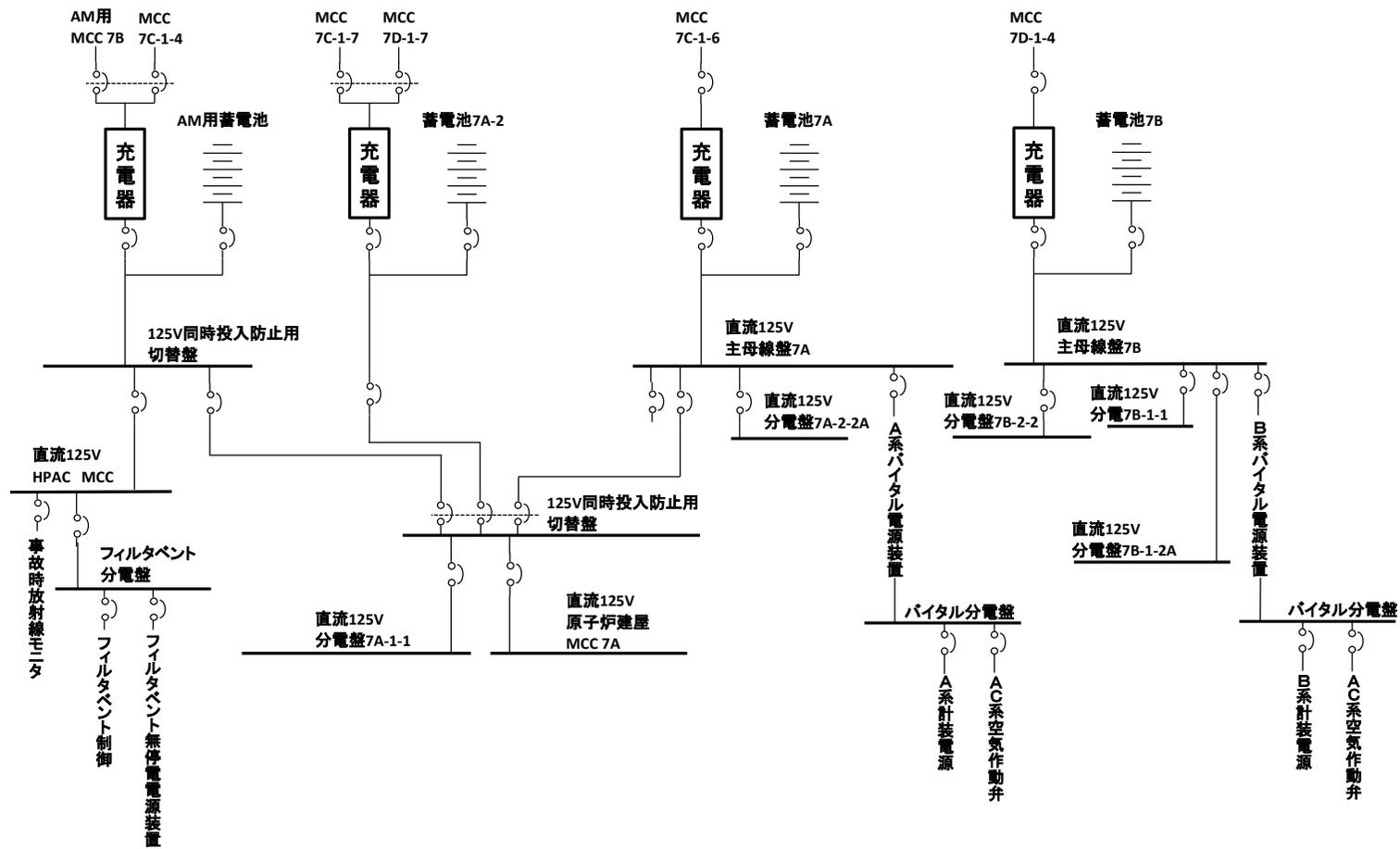


図5 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 直流電源)

## 重大事故対策の成立性

## 1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

## (1) 交流動力電源確立時

## a. 操作概要

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作に必要な電動弁の電源確保及び現場での系統構成を行う。

## b. 作業場所

電源確保 原子炉建屋 地下 1 階(非管理区域)

W/W ベント 原子炉建屋 地下 1 階(非管理区域)

D/W ベント 原子炉建屋 地上 2 階(非管理区域)

## c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な要員数(4名)、所要時間(35分<sup>※</sup>)のうち、電源確保及び現場での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 2名)

所要時間目安: 電源確保 30分(実績時間: 24分)

※空気駆動弁の駆動源の確保ができない場合、遠隔手動弁操作設備による操作を 40分とし所要時間が 75分となる。

(実績時間: 不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁の全開操作を実施する場合 21分)

(実績時間: 不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁の全開操作を実施する場合 17分)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、二次格納施設外に設置している。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であり、容易に実施可能である。

遠隔手動弁操作設備の操作についても、操作に必要な工具はなく通常の手操作と同様であるため、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

## (2) 全交流動力電源喪失時

### a. 操作概要

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作を現場にて行う。交流電源喪失時は遠隔手動弁操作設備の操作により系統構成を行う。

### b. 作業場所

系統構成	原子炉建屋	地上 4 階, 地上 3 階(管理区域)
W/W ベント	原子炉建屋	地上中 3 階, 地下 1 階(非管理区域)
D/W ベント	原子炉建屋	地上中 3 階, 地上 2 階(非管理区域)

### c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な要員数(6名), 所要時間(55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 : 4名(現場運転員 4名)

所要時間目安: 系統構成(二次格納容器施設内) 35分

(二次格納容器施設外) 40分\*

遠隔手動弁操作設備による原子炉格納容器ベント操作  
5分

(実績時間: 不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管  
隔離弁の全開 2分)

※遠隔手動弁操作設備による操作の実績時間は以下の通りである。

(実績時間: 不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁の全開  
操作を実施する場合 21分)

(実績時間: 不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁の全開  
操作を実施する場合 17分)

### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから, 放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム

手袋)を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

現場運転員の放射線防護を考慮し, 遠隔手動弁操作設備エリアは, 二次格納施設外に設置している。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

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の操作についても, 操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため, 容易に実施可能である。操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



系統構成(遠隔手動弁操作設備)



原子炉格納容器ベント操作  
(遠隔手動弁操作設備)

## 2. PCV ベント弁駆動源確保[予備ボンベ]

## a. 操作概要

原子炉格納容器内の圧力上昇に対する原子炉格納容器ベントの必要性が認識された場合、ベント隔離弁を「全開」にして、原子炉格納容器ベントラインを構成する必要がある。通常の駆動源である IA が喪失した状況下では AM 対策用空気ボンベが駆動源となる。常設ボンベと予備ボンベを交換した後、隔離弁の駆動圧力を確保する。

## b. 作業場所

原子炉建屋 地上 3 階, 地上 2 階, 地下 1 階(非管理区域)

## c. 必要要員数及び操作時間

PCV ベント弁駆動源確保に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安: 45 分(実績時間: 32 分)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のボンベ切替え・交換操作であり, 容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



予備ポンベ交換



ポンベ取り付け

### 3. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

#### a. 操作概要

原子炉格納容器ベント操作中におけるフィルタ装置水位調整のため、フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りを実施する。

#### b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

#### c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2名(緊急時対策要員2名)

所要時間目安:60分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

#### d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。

非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の弁操作であり、操作に必要な工具はなく、容易に実施可能である。

また、遠隔手動弁操作設備による弁操作についても、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

## 4. フィルタ装置水位調整(水張り)

## a. 操作概要

原子炉格納容器ベント操作時又は原子炉格納容器ベント停止時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため、フィルタ装置の水張りによるフィルタ装置の水位調整を行う。

## b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

## c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置水位調整(水張り)に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「防火水槽を水源とした場合」4名(緊急時対策要員4名)

「淡水貯水池を水源とした場合」6名(緊急時対策要員6名)

所要時間目安: 「防火水槽を水源とした場合」130分

(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

「淡水貯水池を水源とした場合」160分

(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計, ガラスバッチ, 帽子, 綿手袋, ゴム手袋, 靴下, 汚染区域用靴となるが, 緊急時対策本部の指示により, 作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール, アノラック, 全面マスク, チャコールフィルタ, セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており, 夜間においても接近可能である。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 送水ホースの接続は, 汎用の結合金具(オス・メス)であり, 容易に実施可能であり, 必要な工具はない。

また, 弁の開閉操作についても, 必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には, 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:通信連絡設備(送受話器,電力保安通信用電話設備,衛星電話設備,無線連絡設備)のうち,使用可能な設備により,緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

5. **フィルタ装置**水位調整(水抜き)

a. 操作概要

原子炉格納容器ベント操作時又は原子炉格納容器ベント停止時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため水抜きによる水位調整を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント**遮蔽壁**周辺(屋外)

c. 必要要員数及び操作時間

**フィルタ装置**水位調整(水抜き)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(緊急時対策要員 2名)

所要時間目安: 135分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計, ガラスバッチ, 帽子, 綿手袋, ゴム手袋, 靴下, 汚染区域用靴となるが, 緊急時対策本部の指示により, 作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール, アノラック, 全面マスク, チャコールフィルタ, セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており, 夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作, ならびに通常のポンプ起動・停止操作であるため, 容易に**実施**可能である。また, 作業に必要な工具はない。  
作業エリア周辺には, 支障となる設備はなく, 十分な作業スペースがある。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

## 6. 格納容器圧力逃がし装置停止後の N<sub>2</sub> パージ

### a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後は、配管内に残留する水素ガスによる燃焼防止と、残留凝縮による配管内の負圧防止のため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素供給装置にて行い、当該装置を格納容器圧力逃がし装置にホースで接続し、窒素供給弁を操作することでパージを行う。

### b. 作業場所

原子炉建屋 屋外南側(非管理区域)

原子炉建屋 地上3階 南側通路(非管理区域)

### c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置停止後の N<sub>2</sub> パージに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 7名(中央制御室運転員1名、緊急時対策要員6名)

(※1.5.3-8とあわせて合計7名の必要要員数とする)

所要時間目安: 240分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 送気ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。  
また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作

と同様である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



N<sub>2</sub>ページ操作

## 7. 格納容器圧力逃がし装置計装(サンプリングポンプ起動)

### a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるページ中、装置内の水素濃度を測定するため、格納容器ベントライン水素サンプリングラックにてサンプリングポンプを起動する。

### b. 作業場所

原子炉建屋 地上 3 階(非管理区域)

### c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置計装(サンプリングポンプ起動)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(緊急時対策要員 2 名)

所要時間目安:180 分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

### d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は通常、汚染の恐れのない二次格納施設外にて行うが、原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路:車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に実施可能である。また、操作に必要な工具はない。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

## 8. フィルタ装置スクラバ水 pH 調整

## a. 操作概要

排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置の水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水の pH が規定値よりも低くなった場合に薬液を補給する。

## b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

## c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラバ水 pH 調整に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 7 名(中央制御室運転員 1 名, 緊急時対策要員 6 名)

所要時間目安: 90 分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計, ガラスバッチ, 帽子, 綿手袋, ゴム手袋, 靴下, 汚染区域用靴となるが, 緊急時対策本部の指示により, 作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール, アノラック, 全面マスク, チャコールフィルタ, セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており, 夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : ホースの接続は, 汎用の結合金具(オス・メス)であり, 容易に実施可能である。作業エリア周辺には, 支障となる設備はなく, 十分な作業スペースがある。本操作で必要となる工具は, 空気圧縮機, 補給ポンプ等とともに作業エリア近傍(フィルタベント遮蔽壁内(附室))に配備する。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策

本部及び中央制御室に連絡する。

9. ドレン移送ライン N<sub>2</sub> パージ

## a. 操作概要

フィルタ装置水位調整(水抜き)・ドレンタンク水抜き後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、フィルタ装置排水ラインの窒素ガスによるパージを実施する。

## b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

## c. 必要要員数及び操作時間

ドレン移送ラインの N<sub>2</sub> パージに必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名(緊急時対策要員 2 名)

所要時間目安: 100 分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計, ガラスバッチ, 帽子, 綿手袋, ゴム手袋, 靴下, 汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール, アノラック, 全面マスク, チャコールフィルタ, セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 送気ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。

また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策

本部及び中央制御室に連絡する。

## 10. ドレンタンク水抜き

## a. 操作概要

ドレンタンクが水位高に達した場合、よう素フィルタの機能維持のため、ドレン移送ポンプを使用してドレンタンク内の凝縮水を排水する。

## b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

## c. 必要要員数及び操作時間

ドレンタンク水抜きに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(緊急時対策要員2名)

所要時間目安: 105分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作、ならびに通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に実施可能である。また、操作に必要な工具はない。  
作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

11. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 交流動力電源確立時

a. 操作概要

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作に必要な電動弁の電源確保を行う。

b. 作業場所(設置場所未確定)

原子炉建屋(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な要員数(4名), 所要時間(25分)のうち, 電源確保に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 15分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから, 放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であり, 容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

## (2) 全交流動力電源喪失時

### a. 操作概要

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作を現場にて行う。交流電源喪失時は遠隔手動弁操作設備の操作により系統構成を行う。

### b. 作業場所(設置場所未確定)

原子炉建屋(非管理区域)

### c. 必要要員数及び操作時間

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な要員数(6名), 所要時間(40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2名)

所要時間目安: 35分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから, 放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。現場運転員の放射線防護を考慮し, 遠隔手動弁操作設備エリアは, 二次格納施設外に設置している。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であり, 容易に実施可能である。

遠隔手動弁操作設備の操作についても, 操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため, 容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室

に連絡する。

## 12. 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

## (1) 交流動力電源確立時

## 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に必要な電動弁の電源の確保, 系統構成, 及び中央制御室での系統構成のための AM 対策用空気ポンベ出口弁の手動操作を行う

## b. 作業場所

電源確保	原子炉建屋	地下 1 階(非管理区域)
系統構成	原子炉建屋	地上中 3 階, 地上 3 階(非管理区域)
W/W ベント	原子炉建屋	地下 1 階(非管理区域)
D/W ベント	原子炉建屋	地上 2 階(非管理区域)

## 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に必要な要員数(4名), 所要時間(60分<sup>\*</sup>)のうち, AM 対策用空気ポンベ出口弁の手動操作, 現場系統構成及び電源確保に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員 2名)

所要時間目安: 電源確保 30分(実績時間: 24分)

系統構成(二次格納容器施設外) 25分(実績時間: 23分)

※空気駆動弁の駆動源の確保ができない場合, 遠隔手動弁操作設備による操作を 120分(40分/1弁)とし所要時間が 180分となる。

(実績時間: 不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁の全開操作を実施した場合 21分)

(実績時間: 不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁の全開操作を実施した場合 17分)

(耐圧強化系ベント系 PCV ベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全閉実績時間: 設備設置工事中のため実績時間なし)

(耐圧強化系ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁の全開実績時間: 設備設置工事中のため実績時間なし)

#### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、二次格納施設外に設置している。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作及び受電操作であり、容易に実施可能である。遠隔手動弁操作設備の操作についても、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

## (2) 全交流動力電源喪失時

### 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の系統構成を交流電源喪失時は遠隔手動弁操作設備の操作により行う。

なお、空気駆動弁の操作手段として、ボンベからの駆動空気を電磁弁排気ポートへ供給することで空気駆動弁を操作する事ができる。

### b. 作業場所

系統構成	原子炉建屋	地上 4 階, 地上 3 階(管理区域)
	原子炉建屋	地上中 3 階, 地上 3 階(非管理区域)
W/W ベント	原子炉建屋	地下 1 階(非管理区域)
D/W ベント	原子炉建屋	地上 2 階(非管理区域)

### 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に必要な要員数(6 名)、所要時間(135 分)のうち、現場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 : 4 名(現場運転員 4 名)

所要時間目安: 系統構成(二次格納容器施設内) 35 分

(二次格納容器施設外) 120 分 (40 分/1 弁) ※

遠隔手動弁操作設備による原子炉格納容器ベント操作  
5 分

(実績時間: 不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管  
隔離弁の全開 2 分)

※遠隔手動弁操作設備による操作の実績時間は以下の通りである。

(実績時間: 不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁の全開操作を実施する場合 21 分)

(実績時間: 不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁の全開操作を実施する場合 17 分)

(耐圧強化系ベント系 PCV ベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全閉実績時間: 設備設置工事中のため実績時間なし)

(耐圧強化系ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁の全開実績時間: 設備設置工事中のため実績時間なし)

し)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、二次格納施設外に設置している。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作及び受電操作であり、容易に実施可能である。遠隔手動弁操作設備の操作についても、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



系統構成(遠隔手動弁操作設備)



原子炉格納容器ベント操作  
(遠隔手動弁操作設備)

## 13. 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

## a. 操作概要

代替原子炉補機冷却系を用いた冷却水確保のため、現場にて原子炉補機冷却系の系統構成を行う。

また、本操作は管理区域及び非管理区域での操作を同要員が行う想定としている。

## b. 作業場所

原子炉建屋(管理及び非管理区域)

タービン建屋海水熱交換器エリア(非管理区域)

コントロール建屋(非管理区域)

## c. 必要要員数及び操作時間

代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保(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 2名)

所要時間目安: 4時間 15分(実績時間: 4時間)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声

呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



冷却水確保(系統構成)



冷却水確保(系統構成)

#### 14. 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保

##### a. 操作概要

代替原子炉補機冷却系(熱交換器ユニット, 大容量送水車(熱交換器ユニット用), 電源車等)を用いて冷却水供給を行う。

##### b. 作業場所

タービン建屋近傍(屋外)

##### c. 必要要員数および操作時間

熱交換器ユニットによる補機冷却水確保に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 13名(緊急時対策要員)

所要時間目安: 9時間(実績時間なし)

##### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより, 夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携行しており, 夜間においても接近可能である。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 各種ホースの接続は, 汎用の結合金具(オス・メス)であり, 容易に実施可能である。

作業エリア周辺には, 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: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部に連絡する。



熱交換器ユニット設置作業



熱交換器ユニット設置

15. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保

a. 操作概要

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水の供給を行う。

b. 作業場所

タービン建屋近傍(屋外)

c. 必要要員数および操作時間

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：「大容量送水車（熱交換器ユニット用）を使用する場合」

8名(緊急時対策要員)

「代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用する場合」

11名(緊急時対策要員)

所要時間目安:「大容量送水車（熱交換器ユニット用）を使用する場合」

5時間(実績時間なし)

「代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用する場合」

7時間(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより，夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: 車両のヘッドライトの他，バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：各種ホースの接続は，汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に**実施**可能である。作業エリア周辺には，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: 通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策

本部に連絡する。



解釈一覧  
判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(交流動力電源が健全である場合)	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ii. PCVベント弁駆動源確保[予備ポンペ]
		iv. フィルタ装置水位調整(水張り)
		v. フィルタ装置水位調整(水抜き)
		vii. フィルタ装置スクラバ水pH調整
		viii. ドレン移送ラインN <sub>2</sub> パージ手順
	ix. ドレンタンク水抜き	
		空気ポンペの残量が減少
		フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合
		フィルタ装置の水位が上限水位に到達, 又は <b>フィルタ装置</b> 金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合
		フィルタ装置の水位が2200mmに到達すると判断し, <b>排水を行った場合</b>
		FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁[T61-F209]の「全閉」操作完了後
		ドレンタンクの水位が 3000mmに到達すると判断した場合

操作手順の解釈一覧(1/7)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(交流動力電源が健全である場合)	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	i. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	
		非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
		換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
		FCVS制御盤	H11-P659
		フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が1000~1500mm
		格納容器補助盤	H11-P657
		非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁	T22-M0-F004A/B
		非常用ガス処理系出口Uシール元弁	T22-M0-F511
		耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
		不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
		不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
		耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001
		不活性ガス系S/Cベント弁操作用空気供給弁	T31-M0-F092
		不活性ガス系 S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
		不活性ガス系S/Cベント弁操作用空気供給弁	T31-M0-F092
	不活性ガス系D/Wベント弁操作用空気供給弁	T31-M0-F082	
	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019	
	不活性ガス系D/Wベント弁操作用空気供給弁	T31-M0-F082	
	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019	
	不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070	
	ii. PCVベント弁駆動源確保[予備ポンペ]	不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
		不活性ガス系S/Cベント弁操作用空気ボンベ出口弁	T31-F090
		不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019
		不活性ガス系D/Wベント弁操作用空気ボンベ出口弁	T31-F080
	iii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁	T61-F502A又はT61-F502B
		FCVSフィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501
		FCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁	T61-F212
	iv. フィルタ装置水位調整(水張り)	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁	T61-F102
		FCVS計器ラック	H22-P910
		フィルタ装置水位	T61-LI-002及びT61-LI-003
		規定水位	通常水位範囲内である1000mm~1500mm

操作手順の解釈一覧(2/7)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(交流動力電源が健全である場合)	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	v. フィルタ装置水位調整(水抜き)	
		FCVSフィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210
		FCVSフィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211
		FCVSフィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209
		FCVS現場制御盤	H21-P917及びH21-P918
		ポンプ吐出側流量	T61-FI-001A/B
		ポンプ吐出側流量を必要流量に調整	ポンプ吐出側流量を約10m3/hに調整
		FCVS計器ラック	H22-P910
		フィルタ装置水位	T61-LI-002及びT61-LI-003
		通常水位に到達した事を確認	1000mmに到達した事を確認
	vi. 格納容器圧力逃がし装置停止後のN2パージ	原子炉建屋非管理区域内サンプリングラック	H22-P912及びH22-P913-1
		フィルタ装置水素濃度	T61-H2E-001及びT61-H2E-002
		FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N2パージ用元弁	T61-F205
		窒素ガスの注入を実施	可搬型窒素供給装置流量《約70Nm3/h》において、3時間以上の注入を実施
		可搬型窒素供給装置からの窒素注入の完了	3時間
		FCVS制御盤	H11-P659
		水素濃度が許容濃度以下	水素濃度が2%以下
		フィルタベント装置pH計入口止め弁	T61-F715
		フィルタベント装置pH計出口止め弁	T61-F716
		FCVS制御盤	H11-P659
	vii. フィルタ装置スクラバ水pH調整	フィルタ装置スクラバ水pH	T61-pHIT-001
		フィルタ装置水位	T61-LI-002及びT61-LI-003
		FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁	T61-F102
		pHが規定値	
	viii. ドレン移送ラインN2パージ手順	FCVSフィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210
		FCVSフィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211
FCVSフィルタベント装置 ドレンラインN2パージ用元弁		T61-F213	
ドレン移送ライン圧力		T61-PI-012	

操作手順の解釈一覧(3/7)

手順	操作手順記載内容	解釈		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(交流動力電源が健全である場合)	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ix. ドレンタンク水抜き		
	FCVS現場制御盤	H21-P917及びH21-P918		
	FCVSフィルタベント装置遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501		
	FCVSフィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁	T61-F521		
	FCVSフィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210		
	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211		
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209		
	ポンプ吐出側流量	T61-FI-001A/B		
	ポンプ吐出側流量を必要流量に調整	ポンプ吐出側流量を約10m <sup>3</sup> /hに調整		
	FCVS計器ラック	H22-P910		
	ドレンタンク水位	T61-LS-010		
	b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	i. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	制御盤	盤名称, 番号未定
			フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が1000~1500mm
			D/W側第一隔離弁	弁名称, 番号未定
			D/W側第二隔離弁	弁名称, 番号未定
			S/C側第二隔離弁	弁名称, 番号未定
			S/C側第一隔離弁	弁名称, 番号未定
			S/C側第二隔離弁	弁名称, 番号未定
iii. フィルタ装置水位調整(水張り)			フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前	
iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)			フィルタ装置の水位が上限水位に到達	
vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整			フィルタ装置金属フィルタの差圧が <input type="text"/> に到達	
	pHが規定値	<input type="text"/>		

操作手順の解釈一覧(4/7)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(交流動力電源が健全である場合)	c. 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. 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		
	ii. PCVベント弁駆動源確保[予備ポンペ]		
		非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
		換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
		格納容器補助盤	H11-P657
		非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁	T22-M0-F004A/B
		非常用ガス処理系出口Uシール元弁	T22-M0-F511
		不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
		不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
		PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気ポンベ出口弁	T61-F060
		耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001
		PCVベントラインフィルタベント側隔離弁逆操作空気排気側止め弁	T61-F712
		PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気ポンベ出口弁	T61-F060
		PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気排気側止め弁	T61-F068
		PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気ポンベ出口弁	T61-F064
		耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
		PCVベントライン排気筒側隔離弁逆操作空気排気側止め弁	T61-F713
		PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気ポンベ出口弁	T61-F064
		PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気排気側止め弁	T61-F069
		不活性ガス系S/Cベント弁操作空気供給弁	T31-M0-F092
		不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
		緊急時操作IA排気切替弁	T31-F779
		S/Cベント弁操作空気排気側止め弁	T61-F099
		不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁	T31-M0-F082
		不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019
		緊急時操作IA排気切替弁	T31-F778
		不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁	T31-M0-F082
		D/Wベント弁操作空気排気側止め弁	T61-F098
		不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070
		耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
		PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気ポンベ出口弁	T61-F064

操作手順の解釈一覧(5/7)

手順	操作手順記載内容	解釈		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失の場合)	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	i. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)		
		非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 T22-M0-F004A/B		
		非常用ガス処理系出口Uシール元弁 T22-M0-F511		
		非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁 T22-F040		
		換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁 U41-F050		
		FCVS制御盤 H11-P659		
		フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が1000~1500mm	
		格納容器補助盤 H11-P657		
		耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁 T61-A0-F001		
		耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁 T61-A0-F002		
		不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁 T31-A0-F020		
		不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁 T31-A0-F021		
		不活性ガス系 S/Cベント用出口隔離弁 T31-A0-F022		
		不活性ガス系S/Cベント弁操作用空気供給弁 T31-M0-F092		
		不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁の緊急時操作作用IA排気切替弁 T31-F779		
		S/Cベント弁操作用空気排気側止め弁 T61-F099		
		不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁 T31-A0-F019		
		不活性ガス系D/Wベント弁操作用空気供給弁 T31-M0-F082		
		不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁の緊急時操作作用IA排気切替弁 T31-F778		
		D/Wベント弁操作用空気排気側止め弁 T61-F098		
	不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁 T31-M0-F070			
	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁 T31-F072			
	iii. フィルタ装置水位調整(水張り)	フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前	フィルタ装置の水位が1000mmを下回り500mmに到達する前	
	iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)	フィルタ装置の水位が上限水位に到達 フィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達	フィルタ装置の水位が2200mmに到達 フィルタ装置金属フィルタの差圧が <input type="text"/> に到達	
	vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整	pHが規定値	<input type="text"/>	
	b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	i. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	制御盤	盤名称, 番号未定
			フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が1000~1500mm
D/W側第一隔離弁			弁名称, 番号未定	
D/W側第二隔離弁			弁名称, 番号未定	
S/C側第二隔離弁			弁名称, 番号未定	
S/C側第一隔離弁			弁名称, 番号未定	
S/C側第二隔離弁	弁名称, 番号未定			

操作手順の解釈一覧(6/7)

手順	操作手順記載内容	解釈
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順(2)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合)	iii. フィルタ装置水位調整(水張り)	フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前
	iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)	フィルタ装置の水位が上限水位に到達 フィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達
b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整	pHが規定値
	c. 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. 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)
	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁	T22-M0-F004A/B
	非常用ガス処理系出口Uシール元弁	T22-M0-F511
	格納容器補助盤	H11-P657
	非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
	不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001
	PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気ポンベ出口弁	T61-F060
	PCVベントラインフィルタベント側隔離弁逆操作空気排気側止め弁	T61-F712
	PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気排気側止め弁	T61-F068
	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
	PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気ポンベ出口弁	T61-F064
	PCVベントライン排気筒側隔離弁逆操作空気排気側止め弁	T61-F713
	PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気排気側止め弁	T61-F069
	不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
	不活性ガス系S/Cベント弁操作空気供給弁	T31-M0-F092
	不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁の緊急時操作作用IA排気切替弁	T31-F779
	S/Cベント弁操作空気排気側止め弁	T61-F099
	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019
	不活性ガス系D/Wベント弁操作空気供給弁	T31-M0-F082
	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁の緊急時操作作用IA排気切替弁	T31-F778
	D/Wベント弁操作空気排気側止め弁	T61-F098
	不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070
	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-F072

操作手順の解釈一覧(7/7)

手順		操作手順記載内容	解釈	
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(海洋)への代替熱輸送	a. 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	ii. 緊急時対策要員操作(補機冷却水供給)	RCW代替冷却水供給止め弁	P21-F143
			RCW代替冷却水戻り止め弁	P21-F143
			代替RCWユニット出口流量調整弁	Y61-F004
	b. 大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保	i. 運転員操作	代替RCWポンプ吐出圧力指示値が規定値となるよう開度を調整する	代替RCWポンプの流量-揚程曲線より規定流量となるよう調整する
			RCW熱交換器(B/E)冷却水出口弁	P21-M0-F007B/E
			A系使用時は、RCW熱交換器(A/D)冷却水出口弁	P21-M0-F007A/D
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)原子炉補機冷却系による補機冷却水確保			原子炉補機冷却系熱交換器冷却水出口弁	P21-M0-F007
			残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁	P21-M0-F042
			原子炉補機冷却系系統流量指示値の上昇	原子炉補機冷却系系統流量指示値が [ ] 程度まで
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量指示値の上昇	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量指示値が [ ] 程度まで

## 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.7.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(c) 格納容器内pH制御

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### b. 手順等

#### 1.7.2 重大事故等時の手順

##### 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

###### (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

d. 格納容器内pH制御

###### (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

##### 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

##### 1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.7.1 審査基準，基準規則と対応設備との対応表

添付資料 1.7.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.7.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
2. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り
3. フィルタ装置水位調整（水張り）
4. フィルタ装置水位調整（水抜き）
5. 格納容器圧力逃がし装置停止後の N<sub>2</sub> パージ
6. 格納容器圧力逃がし装置計装（サンプリングポンプ起動）
7. フィルタ装置スクラバ水 pH 調整
8. ドレン移送ライン N<sub>2</sub> パージ
9. ドレンタンク水抜き
10. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
11. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
12. 格納容器内 pH 制御

添付資料 1.7.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧

## 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止
    - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。
  - (2) 悪影響防止
    - a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。
  - (3) 現場操作等
    - a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
    - b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
    - c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。
  - (4) 放射線防護
    - a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

## 1.7.1 対応手段と設備の選定

### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

なお、設備の選定にあたっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>\*1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十条及び技術基準規則第六十五条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

### (2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.7.1 に整理する。

#### a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱  
炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損

を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

格納容器圧力逃がし装置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
- ・よう素フィルタ
- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置入口圧力
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・フィルタ装置水素濃度
- ・フィルタ装置スクラバ水pH
- ・ドレン移送ポンプ
- ・ドレンタンク
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・スクラバ水pH制御設備
- ・ラプチャーディスク
- ・可搬型窒素供給装置
- ・フィルタベント遮蔽壁
- ・配管遮蔽
- ・原子炉格納容器
- ・真空破壊弁 (S/C→D/W)
- ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁
- ・不活性ガス系配管・弁
- ・耐圧強化ベント系配管・弁
- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級)
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・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
- ・常設代替直流電源設備
- ・燃料補給設備

ii. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置と同等の機能を有する代替格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる手段がある。

代替格納容器圧力逃がし装置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
- ・よう素フィルタ
- ・代替格納容器圧力逃がし装置室空調
- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置入口圧力
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・フィルタ装置水素濃度
- ・フィルタ装置スクラバ水pH
- ・ドレン移送ポンプ
- ・ドレンタンク
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・薬液タンク
- ・ラプチャーディスク
- ・可搬型窒素供給装置
- ・原子炉格納容器
- ・真空破壊弁 (S/C→D/W)
- ・代替格納容器圧力逃がし装置配管・弁
- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級)
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・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
- ・常設代替直流電源設備
- ・燃料補給設備

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：格納容器圧力逃がし装置によるW/W側ベント

優先②：格納容器圧力逃がし装置によるD/W側ベント

優先③：代替格納容器圧力逃がし装置によるW/W側ベント

優先④：代替格納容器圧力逃がし装置によるD/W側ベント

ただし、代替格納容器圧力逃がし装置が完成するまでの期間における優先順位は、①→②の順とする。

### iii. 現場操作

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気駆動弁、電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を手動にて遠隔操作することで原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる手段がある。放射線防護対策として、隔離弁を手動にて遠隔操作するエリアは二次格納施設外とする。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔手動弁操作設備

### iv. 不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換

排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する手段がある。

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置
- ・可搬型窒素供給装置接続口

### v. 原子炉格納容器負圧破損の防止

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を定めている。格納容器スプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。

また、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型格納容器窒素供給設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス発生装置
- ・ホース
- ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁

本系統は、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型窒素ガス発生装置にて発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給する手順とする。詳細な手順は、設備の設計の進捗にあわせて整備する。

#### (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。放射線防護対策として、現場での系統構成は代替循環冷却系の運転開始前に行い、代替循環冷却系の起動及びその後の流量調整等の操作については中央制御室から操作を行う。

なお、代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水ポンプを使用した外部注水により系統水を入れ替えることでフラッシングが可能である。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・代替循環冷却系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド
- ・高圧炉心注水系配管・弁
- ・復水補給水系配管・弁
- ・給水系配管・弁・スパージャ
- ・格納容器下部注水系配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉格納容器
- ・代替原子炉補機冷却系
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室

- ・ 取水路
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・ ホース
- ・ 防火水槽
- ・ 淡水貯水池
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 燃料補給設備

#### (c) 格納容器内pH制御

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器pH制御設備による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素を捕捉することで、よう素の放出量を低減する手段がある。

格納容器pH制御設備による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替格納容器スプレイ冷却系
- ・ 格納容器下部注水系（常設）
- ・ 格納容器pH制御設備

#### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、フィルタ装置、よう素フィルタ、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置スクラバ水pH、ドレン移送ポンプ、ドレンタンク、遠隔手動弁操作設備、スクラバ水pH制御設備、ラプチャーディスク、可搬型窒素供給装置、フィルタベント遮蔽壁、配管遮蔽、原子炉格納容器、真空破壊弁（S/C→D/W）、格納容器圧力逃がし装置配管・弁、不活性ガス系配管・弁、耐圧強化ベント系配管・弁、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、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、常設代替直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づける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除

熱で使用する設備のうち、フィルタ装置、よう素フィルタ、代替格納容器圧力逃がし装置室空調、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置スクラバ水pH、[ドレン移送ポンプ](#)、ドレンタンク、遠隔手動弁操作設備、薬液タンク、ラプチャーディスク、可搬型窒素供給装置、原子炉格納容器、真空破壊弁（S/C→D/W）、代替格納容器圧力逃がし装置配管・弁、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、[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](#)、[常設代替直流電源設備](#)及び[燃料補給設備](#)は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【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。

現場操作で使用する設備のうち、遠隔手動弁操作設備は重大事故等対処設備として位置づける。

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備のうち、可搬型窒素供給装置及び[可搬型窒素供給装置](#)接続口は重大事故等対処設備として位置づける。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、サプレッション・チェンバ、代替循環冷却系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ、高圧炉心注水系配管・弁、復水補給水系配管・弁、給水系配管・弁・スパージャ、格納容器下部注水系配管・弁、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、代替原子炉補機冷却系、海水貯留堰、スクリーン室、取水路、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース、[常設代替交流電源設備](#)、[可搬型代替交流電源設備](#)、[代替所内電気設備](#)及び[燃料補給設備](#)は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【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1.7.1）

以上の重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

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

- ・格納容器内pH制御で使用する設備

重大事故等対処設備であるよう素フィルタにより中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており，復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系，格納容器下部注水系（常設）の運転にあわせて原子炉格納容器内に薬剤を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

- ・可搬型格納容器窒素供給設備

原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため，炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても，事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはなく，短期的には原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。中長期的には本設備を用い窒素ガスを供給することで，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減できるとともに，原子炉格納容器内が負圧に至ることを防止できることから，原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。

b. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下，「SOP」という。），AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表1.7.1）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表1.7.2，表1.7.3）。

（添付資料1.7.2）

## 1.7.2 重大事故等時の手順

### 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

#### (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順

##### a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合に、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合には原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

原子炉格納容器ベント後は、可燃性ガス濃度制御系及び残留熱除去系の復旧、又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能の復旧により、原子炉格納容器ベント弁を全閉する。

##### i. 格納容器圧力逃がし装置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

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器ベント移行条件<sup>※2</sup>に達した場合。

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

※2:原子炉格納容器内の圧力の上昇率を確認し、残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋の水素濃度の上昇が確認された場合。

## (ii) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを図1.7.1，図1.7.2及び図1.7.3に，概要図を図1.7.4に，タイムチャートを図1.7.5及び図1.7.6に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合，手順⑫以外は同様)]

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限(ベントライン-1m)以下であることを確認し，格納容器圧力逃がし装置によりW/W側から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(原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合は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当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③現場運転員C及びDは，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと，及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは，FCVS制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びB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，格納容器補助盤にて，AC系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは，原子炉格納容器ベント前の系統構成として，非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁及び非常用ガス処理系出口Uシール元弁の全閉操作，耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁，不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁，不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁，非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁及び換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁の全閉及び耐圧強化ベント系PCVベントラインフィル

タベント容器側隔離弁の全開を確認後、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開（流路面積約50%開）とし、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。

- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び原子炉建屋の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び原子炉建屋の水素濃度に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。
- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑪当直副長は、原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがないと判断した場合、又は静的触媒式水素再結合器の機能が発揮されていない場合で原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度を2.5vol%以下に抑制する見込みがないと判断した場合、若しくは静的触媒式水素再結合器が動作している場合で原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度を3.0vol%以下に抑制する見込みがないと判断した場合は、原子炉格納容器ベント開始の規定値に到達する時間、現場運転員による移動・弁操作に必要な時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、運転員に原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑫<sup>a</sup>W/Wベントの場合  
現場運転員C及びDは、不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。
- ⑫<sup>b</sup>D/Wベントの場合  
現場運転員C及びDは、不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし、格納容器圧力逃がし装置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及びBは、格納容器圧力逃がし装置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又は原子炉建屋水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値の上昇、フィルタ装置出口放射線モニタ指

示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑭中央制御室運転員A及びBは、FCVS制御盤にて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当直副長へ報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。

⑮中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント開始後、可燃性ガス濃度制御系及び残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能の復旧により、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の全閉、現場運転員C及びDは、不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁又は不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉操作を実施する。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約70分で可能である。

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

(添付資料1.7.3-1)

## ii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

原子炉格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。

### (i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系の機能喪失した場合、又は炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故相当の $\gamma$ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に

原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(ii) 操作手順

フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りの手順は以下のとおり。  
概要図を図1.7.7に、タイムチャートを図1.7.8に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へドレン移送ポンプ水張りを指示する。
- ②緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁を全開操作し、フィルタベント遮蔽壁附室にてFCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動弁操作設備にて全開した後、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁を開操作することで系統内のエア抜きを実施し、エア抜き完了にてFCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁を全閉する。
- ③緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプ水張りの完了を緊急時対策本部へ報告する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りは60分以内で可能である。

操作は原子炉格納容器ベント操作前の屋外であるため、作業エリアの環境による作業性への影響はない。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.7.3-2)

iii. フィルタ装置水位調整(水張り)

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

(i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

## (ii) 操作手順

フィルタ装置水位調整(水張り)手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.7.9に、タイムチャートを図1.7.10に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整(水張り)の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を配備し、防火水槽又は淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)へ、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からフィルタ装置補給水接続口へそれぞれ送水ホースを接続し、フィルタ装置水位調整(水張り)の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員にフィルタ装置水位調整(水張り)の開始を指示する。
- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動とFCVSフィルタベント装置給水ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置への給水が開始されたことを、フィルタベント遮蔽壁附室のFCVS計器ラックにて、フィルタ装置水位指示値の上昇により確認する。その後、規定水位に到達したことを確認し、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)停止とFCVSフィルタベント装置給水ライン元弁の全閉操作及びフィルタ装置補給水接続口送水ホースの取外操作を実施する。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部へフィルタ装置水位調整(水張り)の完了を報告する。

## (iii) 操作の成立性

防火水槽を水源としたフィルタ装置水位調整(水張り)操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約80分、フィルタ装置水位調整(水張り)を約50分、計約130分で可能である。

また、淡水貯水池を水源としたフィルタ装置水位調整(水張り)操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可

搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約110分、フィルタ装置水位調整(水張り)を約50分、計約160分で可能である。

なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

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

(添付資料1.7.3-3)

#### iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)

フィルタ装置の水位が上限水位に到達、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合は、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

##### (i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が上限水位に到達、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合。

##### (ii) 操作手順

フィルタ装置水位調整(水抜き)手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.7.11に、タイムチャートを図1.7.12に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整(水抜き)の準備開始を指示する。
- ② 緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にてFCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全開操作し、原子炉建屋外壁東側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微開とする。また、フィルタベント遮蔽壁附室にて、ドレン移送ポンプの電源が確保されていることをFCVS現場制御盤のドレン移送ポンプ運転状態ランプにより確認する。
- ③ 緊急時対策要員は、フィルタ装置水位調整(水抜き)系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。
- ④ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整(水抜

き)の開始を指示する。

- ⑤ 緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプA又はBの起動及びポンプ起動後、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増し開操作により、ポンプ吐出側流量を必要流量に調整し、**フィルタ装置**からの排水が開始されたことをフィルタベント**遮蔽壁**附室FCVS計器ラックのフィルタ装置水位指示値の低下により確認する。その後、通常水位に到達した事を確認し、ドレン移送ポンプを停止し、フィルタベント**遮蔽壁**南側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全閉操作し、原子炉建屋外壁東側(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全閉操作する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部へ**フィルタ装置**水位調整(水抜き)の完了を報告する。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから**フィルタ装置**水位調整(水抜き)完了まで約135分で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

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

(添付資料1.7.3-4)

## v. **格納容器圧力逃がし装置**停止後のN<sub>2</sub>パージ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留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。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

### (i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系あるいは代替循環冷却系の機能が復旧し、**格納容器圧**

力逃がし装置の停止を判断した場合。

(ii) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>ページの概要は以下のとおり。  
概要図を図1.7.13に、タイムチャートを図1.7.14に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へ格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>ページの準備開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、原子炉建屋非管理区域内サンプリングラックにて、フィルタ装置の水素濃度測定のため、系統構成及び工具準備、サンプリングポンプの起動、フィルタ装置水素濃度計の校正を実施する。また、原子炉建屋外壁南側(屋外)へ可搬型窒素供給装置を配備し送気ホースを接続口へ取付操作し、窒素ガス注入の準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスの注入開始を指示する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉建屋外壁南側(屋外)にて、FCVS PCVベントラインフィルタベント側N<sub>2</sub>ページ用元弁の開操作により窒素ガスの注入を実施する。
- ⑤緊急時対策要員は、フィルタ装置水素濃度計の校正完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑥緊急時対策本部は、可搬型窒素供給装置からの窒素ガス注入の完了及びフィルタ装置水素濃度計の校正完了を当直長に連絡するとともに、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の監視を依頼する。
- ⑦当直副長は、中央制御室運転員にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度を監視するよう指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、FCVS制御盤にて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、フィルタ装置水素濃度指示値により水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し、窒素ガス注入完了を当直副長へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ窒素ガス注入完了を報告する。当直副長は中央制御室運転員へ継続的なフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の監視を指示する。

- ⑩緊急時対策本部は、緊急時対策要員へ窒素ガス注入の停止操作を指示する。
- ⑪緊急時対策要員は、原子炉建屋外壁南側(屋外)にてFCVS PCVベントラインフィルタベント側N<sub>2</sub>パージ用元弁の全閉操作を実施し、窒素ガスの注入停止を緊急時対策本部に報告する。
- ⑫中央制御室運転員Aは、窒素ガスの注入停止後のフィルタ装置入口圧力指示値及びフィルタ装置水素濃度指示値が窒素ガス注入完了時の指示値と差異が発生しないことを継続的に監視する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視をもって格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージの完了を緊急時対策本部へ報告する。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージ完了まで約240分で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

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

(添付資料 1.7.3-5, 1.7.3-6)

## vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整

排気ガスの凝縮水により、フィルタ装置の水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水のpHが規定値よりも低くなった場合に薬液を補給する。

### (i) 手順着手の判断基準

排気ガスの凝縮水により、フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合。

### (ii) 操作手順

フィルタ装置スクラバ水pH調整の手順は以下のとおり。概要図を図1.7.15に、タイムチャートを図1.7.16に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へスクラバ水のpH測定及び薬液補給の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は当直長にスクラバ水のpH値及び水位を確認するよう依頼する。
- ③緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)へ薬液補給用として空気圧縮機、ホース接続、補給用ポンプ及び薬液を配備するとともに、フィルタベント遮蔽壁附室にて、系統構成のためフィルタベント装置 pH 計入口止め弁，フィルタベント装置 pH 計出口止め弁 を全開操作した後 pH 計サンプルポンプを起動させ、サンプルポンプの起動を緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長へ報告する。
- ④当直副長は、スクラバ水の pH 値及び水位を確認するよう中央制御室運転員に指示する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、FCVS 制御盤のスクラバ水 pH 指示値により確認した pH 値及びフィルタ装置水位指示値により確認した水位を当直副長へ報告する。当直長は、当直副長からの依頼に基づき、pH 値と水位を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑥緊急時対策本部は、当直長からの報告に基づき算出された量の薬液を補給するよう緊急時対策要員に指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、薬液補給のためFCVSフィルタベント装置給水ライン元弁を全開操作し、補給用ポンプを起動、算出された量の薬液を補給する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、FCVS制御盤のフィルタ装置スクラバ水pH指示値によりスクラバ水のpHが規定値であることを確認し、薬液補給の完了を当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、薬液補給の完了を緊急時対策本部に報告する。緊急時対策本部は緊急時対策要員に薬液補給の停止とpH測定の停止を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、補給用ポンプを停止し、FCVSフィルタベント装置 給水ライン元弁を全閉操作の後、pH計サンプルポンプを停止し、フィルタベント装置pH計入口止め弁，フィルタベント装置pH計出口止め弁を全閉操作し、緊急時対策本部へスクラバ水pH調整作業完了を報告する。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧

力逃がし装置スクラバ水pH調整完了まで約90分で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

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

(添付資料 1.7.3-7)

#### vii. ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ

フィルタ装置水位調整(水抜き)後、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサブプレッション・チェンバに排水する。

##### (i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位調整(水抜き)完了後又はドレンタンク水抜き完了後。

##### (ii) 操作手順

ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.7.17に、タイムチャートを図1.7.18に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージの準備開始を指示する。
- ② 緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、可搬型窒素供給装置を配置し、排水ライン接続口に可搬型窒素供給装置からの送気ホースを排水ライン窒素供給口へ接続する。  
FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を開操作し、原子炉建屋外壁東側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作し、窒素ガス注入の準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ③ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスの注入開始を指示する。
- ④ 緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンラインN<sub>2</sub>パージ用元弁を全開操作し、窒素ガスの注入を開始する。

- ⑤ 緊急時対策要員は、FCVSフィルタベント装置ドレンラインN<sub>2</sub>パー  
ジ用元弁を全閉操作し、窒素ガスの注入を停止した後、フィルタ  
ベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレン移  
送ポンプ吐出側第二止め弁を全閉操作し、原子炉建屋外壁東側  
(屋外)にてFCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外  
側止め弁を全閉操作し、ドレン移送ポンプ出口ライン配管内が正  
圧で維持されていることをドレン移送ライン圧力指示値により  
確認し、ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージが完了したことを緊急時対策  
本部へ報告する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施  
した場合、作業開始を判断してからドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ完了ま  
で約100分で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容  
器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された  
放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能であ  
る。

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

(添付資料1.7.3-8)

viii. ドレンタンク水抜き

ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維  
持のため排水を実施する。

(i) 手順着手の判断基準

ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合。

(ii) 操作手順

ドレンタンク水抜きの概要は以下のとおり。概要図を図1.7.19に、  
タイムチャートを図1.7.20に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要  
員にドレンタンク水抜きを指示する。
- ② 緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁附室にて、ドレン移送  
ポンプの電源が確保されていることをFCVS現場制御盤のドレン移

送ポンプ運転状態ランプにより確認し、FCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動弁操作設備による操作にて全閉とする。フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全開操作し、原子炉建屋外壁東側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微開とし、ドレン移送ポンプを起動した後、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増し開操作により、ポンプ吐出側流量を必要流量に調整し、ドレンタンク内の水をサブプレッション・チェンバへ排水する。

- ③ 緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁附室FCVS計器ラックのドレンタンク水位指示値にて排水による水位の低下を確認し、ドレン移送ポンプA又はBを停止した後、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁、FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全開操作し、原子炉建屋外壁東側(屋外)にて、FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作、フィルタベント遮蔽壁附室にて、FCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動弁操作設備による操作にて全開とし、ドレンタンク水抜きのを完了を緊急時対策本部へ報告する。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドレンタンク水抜き完了まで約105分で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

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

(添付資料1.7.3-9)

- b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱  
炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の圧力が

上昇中の場合に、代替格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合には原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、代替格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

原子炉格納容器ベント後は、可燃性ガス濃度制御系及び残留熱除去系の復旧、又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能の復旧により、原子炉格納容器ベント弁を全閉する。

#### i. 代替格納容器圧力逃がし装置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

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器ベント移行条件<sup>※2</sup>に達した場合で格納容器圧力逃がし装置が機能喪失<sup>※3</sup>した場合。

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

※2: 原子炉格納容器内の圧力の上昇率を確認し、残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋の水素濃度の上昇が確認された場合。

※3: 「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

##### (ii) 操作手順

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローは図1.7.1、図1.7.2及び図1.7.3に、概要図を図1.7.21に、タイムチャートを図1.7.22及び図

1.7.23に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑥⑩以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限以下(ベントライン-1m)であることを確認し、代替格納容器圧力逃がし装置によりW/W側から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(原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合は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当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③現場運転員C及びDは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。
- ⑥<sup>a</sup>W/Wベントの場合  
中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、D/W側第一隔離弁及びD/W側第二隔離弁の全閉を確認し、S/C側第二隔離弁を全開とする。
- ⑥<sup>b</sup>D/Wベントの場合  
中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、S/C側第一隔離弁及びS/C側第二隔離弁の全閉を確認し、D/W側第二隔離弁を全開とする。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。
- ⑧当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び原子炉建屋の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び原子炉建屋の水素濃度に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替格納容器圧力逃がし

装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。

⑩当直副長は、原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがないと判断した場合、又は静的触媒式水素再結合器の機能が発揮されていない場合で原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度を2.5vol%以下に抑制する見込みがないと判断した場合、若しくは静的触媒式水素再結合器が動作している場合で原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度を3.0vol%以下に抑制する見込みがないと判断した場合は、原子炉格納容器ベント開始の規定値に到達する時間、弁操作に必要な時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、運転員に原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑪<sup>a</sup>W/Wベントの場合

中央制御室運転員A及びBは、S/C側第一隔離弁を全開とし代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑪<sup>b</sup>D/Wベントの場合

中央制御室運転員A及びBは、D/W側第一隔離弁を全開とし代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑫中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置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又は原子炉建屋水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値の上昇、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑬中央制御室運転員A及びBは、制御盤にて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当直副長へ報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。

⑭中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系若しくは代替循環冷却系による格納容器除熱機能の復旧により、S/C側第一隔離弁又はD/W側第一隔離弁の全閉、その後S/C側第二隔離弁又はD/W側第二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、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び

確認者) , 現場運転員2名にて作業を実施し, 作業開始を判断してから代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約25分で可能である。

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 放射線防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.7.3-10)

#### ii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

原子炉格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として, 乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。

なお, 操作手順については, 「1.7.2.1(1)a. ii フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」の操作手順と同様である。

#### iii. フィルタ装置水位調整(水張り)

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に, フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

なお, 操作手順については, 「1.7.2.1(1)a. iii フィルタ装置水位調整(水張り)」の操作手順と同様である。

#### iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)

フィルタ装置の水位が上限水位に到達した場合, 又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合は, フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

なお, 操作手順については, 「1.7.2.1(1)a. iv フィルタ装置水位調整(水抜き)」の操作手順と同様である。

#### v. 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パーージ

原子炉格納容器ベント停止後において, スクラバ水に貯留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。また, フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより, スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため, 格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパーージを実施する。

なお, 操作手順については, 「1.7.2.1(1)a. v 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パーージ」の操作手順と同様である。

vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整

排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置の水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水のpHが規定値よりも低くなった場合に薬液を補給する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. vi フィルタ装置スクラバ水pH調整」の操作手順と同様である。

vii. ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ

フィルタ装置水位調整(水抜き)後、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. vii ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ」の操作手順と同様である。

viii. ドレントank水抜き

ドレントankが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. viii ドレントank水抜き」の操作手順と同様である。

c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

i. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく<sup>※2</sup>格納容器除熱が困難な状況で、復水補給水系が使用可能<sup>※3</sup>でかつ、代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能な場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のγ線線量率が、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない

い場合に原子炉圧力容器温度で 300°C以上を確認した場合。

※2:設備に故障が発生した場合，又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3:設備に異常がなく，電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

## (ii) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。

原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系(A)注入配管使用による原子炉注水と残留熱除去系(B)スプレイ配管使用による格納容器スプレイ(D/Wスプレイ)を同時に実施する手順とし，前提条件として復水貯蔵槽を水源とした残留熱除去系(B)スプレイ配管使用によるD/Wスプレイ中とする。

また，原子炉への注水ができない状況において，原子炉圧力容器の破損を判断した場合は，格納容器下部注水と残留熱除去系(B)スプレイ配管使用による格納容器スプレイ(D/Wスプレイ)を同時に実施する手順とし，前提条件として復水貯蔵槽を水源とした格納容器下部注水及び残留熱除去系(B)スプレイ配管使用によるD/Wスプレイ中とする。

手順の対応フローは図1.7.1及び図1.7.2に，概要図を図1.7.24に，タイムチャートを図1.7.25に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは，代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ・電動弁及び監視計器の電源，冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量を確認し，復水補給水系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは，格納容器補助盤にて復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁の全閉確認を実施する。
- ⑤現場運転員C及びDは，復水移送ポンプ水源切替準備のため，復水補給水系復水貯蔵槽出口弁，高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第

一、第二元弁、復水補給水系復水移送ポンプミニマムフロー逆止弁後弁、復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁を全閉とし、復水補給水系常／非常用連絡管第一、第二止め弁の全開確認を実施する。

⑥<sup>a</sup>原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する場合

現場運転員E及びFは、電動弁操作盤にて代替循環冷却系の系統構成を実施する。(残留熱除去系熱交換器出口弁(A)、サプレッションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁、残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)、残留熱除去系熱交換器出口弁(B)、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)の全閉、及び残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。)

⑥<sup>b</sup>格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する場合

現場運転員E及びFは、電動弁操作盤にて代替循環冷却系の系統構成を実施する。(サプレッションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁、残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)、残留熱除去系熱交換器出口弁(B)、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)の全閉操作を実施する。)

⑦中央制御室運転員A及びBは、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を当直副長へ報告する。

⑧当直副長は、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始を指示する。

⑨中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプを停止後、残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁を全閉とし、現場運転員C及びDへ連絡する。

⑩現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁を全閉とし、当直副長へ報告する。

⑪現場運転員E及びFは、当直副長からの指示により、残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁の全開操作を実施する。

⑫<sup>a</sup>原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する場合 (⑫<sup>a</sup>～⑮<sup>a</sup>)

中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁を調整開とした後に復水移送ポンプを起動し、すみやかに残留熱除去系(A)注入ライン洗浄水止め弁及び残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁を開として代替循環冷却系の運転を開始する。

⑬<sup>a</sup>中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを

復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。あわせて、格納容器スプレーが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、当直副長へ報告する。

⑭<sup>a</sup>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレーが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑮<sup>a</sup>当直副長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、残留熱除去系(A)注入ライン洗浄水止め弁及び残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう中央制御室運転員に指示する。

また、状況により残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全閉、残留熱除去系S/Pスプレー注入隔離弁(B)を全開とすることで、D/WスプレーからS/Pスプレーへ切り替える。

⑫<sup>b</sup>格納容器下部注水及び格納容器スプレーを実施する場合 (⑫<sup>b</sup>～⑯<sup>b</sup>)

中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁の全開操作を実施する。

⑬<sup>b</sup>中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁を調整開とした後に復水移送ポンプを起動し、すみやかに復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁及び残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁を開として代替循環冷却系の運転を開始する。

⑭<sup>b</sup>中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、格納容器下部注水流量指示値の上昇により確認する。あわせて、格納容器スプレーが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、当直副長へ報告する。

⑮<sup>b</sup>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替循環冷却系による

格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

- ⑩<sup>b</sup>当直副長は、原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁にて適宜、原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう中央制御室運転員に指示する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名にて作業を実施し、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約90分で可能である。

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

(添付資料 1.7.3-11)

ii. 代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために代替循環冷却系の運転を実施する場合、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保し、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器(B)へ供給する。

(i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断<sup>※1</sup>した場合に、代替循環冷却系設備を使用する場合。

※1:「炉心損傷を判断」は、格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故相当の $\gamma$ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300°C以上を確認した場合。

(ii) 操作手順

代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却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図1.7.1及び図1.7.2に、概要図を図1.7.26に、タイムチャートを図1.7.27に示す。

代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの手順については、  
「1.5.2.2(1)a. 代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保」の操作手順と同様である。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替原子炉補機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当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の準備のため、熱交換器ユニットの配備及び主配管(可搬型)の接続を依頼する。
- ③現場運転員 C 及び D は、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員 A 及び B は、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は、代替原子炉補機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、当直副長へ報告する。  
(図 1.7.26 参照)
- ⑥現場運転員 C 及び D は、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長へ報告する。(図 1.7.26 参照)
- ⑦緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保のための熱交換器ユニットの配備及び主配管(可搬型)の接続完了について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑨緊急時対策要員は、熱交換器ユニット内の代替原子炉補機冷却水ポンプを起動し、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員13名にて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45分、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで約9時間で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明

及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料 1.5.3-14)

#### d. 格納容器内pH制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、S/P水が酸性化する。S/P水が酸性化すると、S/P水に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。

原子炉格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、復水移送ポンプ吸込配管に薬液(水酸化ナトリウム)を注入し、格納容器スプレイ配管から原子炉格納容器内に注入することで、S/P水の酸性化を防止し原子炉格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、復水補給水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

#### (b) 操作手順

格納容器内pH制御の手順は以下のとおり。手順の対応フローを図1.7.1、図1.7.2及び図1.7.3に、概要図を図1.7.28に、タイムチャートを図1.7.29に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水補給水系による格納容器スプレイ、格納容器下部注水及び格納容器内pH制御のため、薬液注入準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプが運転中であることを確認し、S/Pスプレイの系統構成のため残留熱除去系S/Pスプレ

- イ注入隔離弁(B)を全開にする。
- ③現場運転員C及びDは、薬液タンク水位指示値により薬液量が必要量以上確保されていることを確認し、当直副長に報告する。また、復水移送ポンプの運転状態に異常がないことを確認する。
  - ④現場運転員C及びDは、薬液注入の系統構成のため、復水移送ポンプ吸込配管注入弁を全開にする。
  - ⑤中央制御室運転員A及びBは、薬液注入準備完了を確認した後に、残留熱除去系(B)注入配管流量指示値が規定値となるように残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)を調整開し、S/Pスプレイを開始する。S/Pスプレイの開始を当直副長へ報告するとともに、現場運転員C及びDへ薬液注入操作を指示する。
  - ⑥現場運転員C及びDは、S/Pスプレイが開始されたことを中央制御室運転員A及びBに確認し、薬液の復水貯蔵槽への混入を防止するため復水補給水系ポンプミニマムフロー戻り弁の全閉操作を実施する。
  - ⑦現場運転員C及びDは、薬液注入タンク出口弁の全開操作を実施し、薬液注入が開始されたことを薬液タンク水位指示値の低下により確認する。
  - ⑧現場運転員C及びDは、規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、薬液注入タンク出口弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長へ報告する。
  - ⑨中央制御室運転員A及びBは、D/Wスプレイへの切替を当直副長へ報告するとともに、現場運転員C及びDへ連絡する。
  - ⑩中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)の全開操作を実施する。
  - ⑪中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)の全閉操作を実施する。
  - ⑫中央制御室運転員A及びBは、D/Wスプレイへの切替が完了したことを、当直副長へ報告するとともに現場運転員C及びDへ薬液注入操作を指示する。
  - ⑬現場運転員C及びDは、薬液注入タンク出口弁の全開操作を実施し、薬液注入が開始されたことを薬液タンク水位指示値の低下により確認する。
  - ⑭現場運転員C及びDは、規定量の薬液が注入されたことを薬液タン

ク水位にて確認後、薬液注入タンク出口弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長へ報告する。

- ⑮中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水への切替を当直副長へ報告するとともに、現場運転員C及びDへ連絡する。
- ⑯中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水の系統構成のため、復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁を全開とする。
- ⑰中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水流量指示値が規定値となるように復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁を調整開し、格納容器下部注水を開始する。
- ⑱中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全閉操作を実施する。
- ⑲中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水への切替が完了したことを、当直副長へ報告するとともに現場運転員C及びDへ薬液注入操作を指示する。
- ⑳現場運転員C及びDは、薬液注入タンク出口弁の全開操作を実施し、薬液注入が開始されたことを薬液タンク水位指示値の低下により確認する。
- ㉑現場運転員C及びDは、規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、薬液注入タンク出口弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長へ報告する。
- ㉒現場運転員C及びDは、復水補給水系ポンプミニマムフロー戻り弁の全開操作を実施する。
- ㉓中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部水位にて+2m(総注水量180m<sup>3</sup>)となったら復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁、復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁の全閉操作を実施する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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格納容器内pH制御のための薬液注入開始までの所要時間は以下のとおり。

- ・格納容器スプレイ (S/P) による薬液注入開始まで約30分で可能である。
  - ・格納容器スプレイ (D/W) による薬液注入開始まで約65分で可能である。
  - ・格納容器下部注水による薬液注入開始まで約100分で可能である。
- 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.7.3-12)

## (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順

### a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合に、格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合には原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

原子炉格納容器ベント後は、可燃性ガス濃度制御系及び残留熱除去系の復旧、又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能の復旧により、原子炉格納容器ベント弁を全閉する。

なお、全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行うとともに二次格納施設内の系統構成は事前に着手する。

### i. 格納容器圧力逃がし装置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

『二次格納施設内の系統構成』

全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めない場合。

『原子炉格納容器ベント準備』

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、原子炉格納容器ベント移行条件<sup>\*2</sup>に達した場合。

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

※2:「原子炉格納容器ベント移行条件」とは、原子炉格納容器内の圧力の上昇率を確認し、残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋の水素濃度の上昇が確認された場合。

(ii) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを図1.7.1、図1.7.2及び図1.7.3に、概要図を図1.7.30に、タイムチャートを図1.7.31及び1.7.32に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑫以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、二次格納施設内の系統構成を現場運転員に指示する。現場運転員E及びFは、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁及び非常用ガス処理系出口Uシール元弁の全閉操作を実施する。
- ②当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、格納容器圧力逃がし装置によりW/W側から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（原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合は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）。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、格納容器圧力逃がし装置による原子

炉格納容器ベント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。

- ⑤中央制御室運転員 A 及び B 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側 PCV ベント用隔離弁後弁及び換気空調系側 PCV ベント用隔離弁後弁の全閉を確認する。
- ⑥中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。
- ⑦現場運転員 C 及び D は、耐圧強化ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁の全閉を遠隔手動弁操作設備の開度指示にて確認し、不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開（流路面積約 50%開）とする。不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の開操作ができない場合は、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開（流路面積約 50%開）とする。
- ⑧中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び原子炉建屋の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は原子炉格納容器内の圧力及び原子炉建屋の水素濃度に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑫当直副長は、原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがないと判断した場合、又は静的触媒式水素再結合器の機能が発揮されていない場合で原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度を2.5vol%以下に抑制する見込みがないと判断した場合、若しくは静的触媒式水素再結合器が動作している場合で原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度を3.0vol%以下に抑制する見込みがないと判断した場合は、原子炉格納容器ベント開始の規定値に到達する時間、現場運転員による移動・弁操作に必要な時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を

考慮し、運転員に原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑬<sup>a</sup>W/W ベントの場合

現場運転員 C 及び D は、不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑬<sup>b</sup>D/W ベントの場合

現場運転員 C 及び D は、不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を開始する。

⑭中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器圧力逃がし装置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又は原子炉建屋水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値の上昇、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑮中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にて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当直副長へ報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。

⑯中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉格納容器ベント開始後、可燃性ガス濃度制御系及び残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能の復旧により、不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁又は PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁の全閉及び不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁又は不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉するよう現場運転員に指示する。

⑰現場運転員 C 及び D は、不活性ガス系 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁又は PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁及び不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁又は不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉とする。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名にて作業を実施し、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始

まで約55分で可能である。

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

遠隔手動弁操作設備の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

また、作業エリアにはバッテリー内蔵型LED照明を配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保しているが、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行する。

(添付資料1.7.3-1)

#### ii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

原子炉格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. ii フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」の操作手順と同様である。

#### iii. フィルタ装置水位調整(水張り)

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. iii フィルタ装置水位調整(水張り)」の操作手順と同様である。

#### iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)

フィルタ装置の水位が上限水位に到達した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合は、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備より受電可能である。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. iv フィルタ装置水位調整(水抜き)」の操作手順と同様である。

#### v. 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>ページ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留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。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管

に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. v 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージ」の操作手順と同様である。

vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整

排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置の水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水のpHが規定値よりも低くなった場合に薬液を補給する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. vi フィルタ装置スクラバ水pH調整」の操作手順と同様である。

vii. ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ

フィルタ装置水位調整(水抜き)後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. vii ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ」の操作手順と同様である。

viii. ドレントランク水抜き

ドレントランクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備より受電可能である。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. viii ドレントランク水抜き」の操作手順と同様である。

b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の圧力が上昇中の場合に、代替格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベントを実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏れいする可能性があることから、原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作

監視装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合には原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、代替格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

原子炉格納容器ベント後は、可燃性ガス濃度制御系及び残留熱除去系の復旧、又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能の復旧により、原子炉格納容器ベント弁を全閉する。

#### i. 代替格納容器圧力逃がし装置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

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器ベント移行条件<sup>※2</sup>に達した場合で格納容器圧力逃がし装置が機能喪失<sup>※3</sup>した場合。

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

※2:「原子炉格納容器ベント移行条件」とは、原子炉格納容器内の圧力の上昇率を確認し、残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋の水素濃度の上昇が確認された場合。

※3:「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

##### (ii) 操作手順

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローは図1.7.1、図1.7.2及び図1.7.3に、概要図を図1.7.33に、タイムチャートを図1.7.34及び図1.7.35に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑤⑩以外は同様)]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水

位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、代替格納容器圧力逃がし装置により、W/W側から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（原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合は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当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に代替格納容器圧力逃がし装置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 及び B は、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント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 及び B は、制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。
- ⑤<sup>a</sup>W/Wベントの場合  
現場運転員 C 及び D は、D/W 側第一隔離弁及び D/W 側第二隔離弁の遠隔手動弁操作設備の開度指示にて全閉を確認し、S/C 側第二隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。
- ⑤<sup>b</sup>D/Wベントの場合  
現場運転員 C 及び D は、S/C 側第一隔離弁及び S/C 側第二隔離弁の遠隔手動弁操作設備による操作の開度指示にて全閉を確認し、D/W 側第二隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。
- ⑥中央制御室運転員 A 及び B は、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑧当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び原子炉建屋の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長へ報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び原子炉建屋の水素濃度に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがないと判断した場合、又は静的触媒式水素再結合器

の機能が発揮されていない場合で原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度を2.5vol%以下に抑制する見込みがないと判断した場合、若しくは静的触媒式水素再結合器が動作している場合で原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度を3.0vol%以下に抑制する見込みがないと判断した場合は、原子炉格納容器ベント開始の規定値に到達する時間、現場運転員による移動・弁操作に必要な時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、運転員に原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑪<sup>a</sup>W/W ベントの場合

現場運転員 C 及び D は、S/C 側第一隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑪<sup>b</sup>D/W ベントの場合

現場運転員 C 及び D は、D/W 側第一隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑫中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置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又は原子炉建屋水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値の上昇、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑬中央制御室運転員A及びBは、制御盤にて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当直副長へ報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。

⑭中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント開始後、可燃性ガス濃度制御系及び残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能の復旧により、S/C側第一隔離弁又はD/W側第一隔離弁の全閉、その後にS/C側第二隔離弁又はD/W側第二隔離弁の全閉操作をするよう現場運転員に指示する。

⑮現場運転員 C 及び D は、S/C 側第一隔離弁又は D/W 側第一隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉、その後に S/C 側第二隔離弁又は D/W 側第二隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉とする。

### (iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名にて作業を実施し、作業開始を判断してから代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約40分で可能である。

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

遠隔手動弁操作設備の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

また、作業エリアにはバッテリー内蔵型LED照明を配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保しているが、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行する。

(添付資料1.7.3-10)

### ii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

原子炉格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. ii フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」の操作手順と同様である。

### iii. フィルタ装置水位調整(水張り)

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. iii フィルタ装置水位調整(水張り)」の操作手順と同様である。

### iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)

フィルタ装置の水位が上限水位に到達した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合は、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. iv フィルタ装置水位調整(水抜き)」の操作手順と同様である。

### v. 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>ページ

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留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。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. v 格納容器圧力逃がし装置停止後のN<sub>2</sub>パージ」の操作手順と同様である。

#### vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整

排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置の水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水のpHが規定値よりも低くなった場合に薬液を注入する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. vi フィルタ装置スクラバ水pH調整」の操作手順と同様である。

#### vii. ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ

フィルタ装置水位調整(水抜き)後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、フィルタ装置排水ラインの窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. vii ドレン移送ラインN<sub>2</sub>パージ」の操作手順と同様である。

#### viii. ドレントンク水抜き

ドレントンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. viii ドレントンク水抜き」の操作手順と同様である。

### 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

復水移送ポンプ、電動弁、中央制御室監視計器類への電源供給手順及び代替交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

残留熱除去系又は代替格納容器スプレイ冷却系による減圧及び除熱の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備す

る。

代替循環冷却系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

### 1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合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図1.7.36に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系によるスプレイを実施しながら原子炉格納容器の圧力及び温度の監視を行うとともに、原子炉格納容器ベント操作に備え、格納容器pH制御装置による薬液の注入を行う。

代替原子炉補機冷却系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。

また、原子炉圧力容器の破損を判断した後に代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する。

代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器ベントによる減圧を行う。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は代替格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器ベントによる減圧を行う。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントは、弁の駆動電源及び空気源がない場合、現場での手動操作を行う。

なお、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を用いて、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W/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没などの理由で使用できない場合は、D/Wを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は原子炉格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の

除熱を実施する。



対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (2/3)

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	
原子炉格納容器の過圧破損防止	-	代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ 代替格納容器圧力逃がし装置室 空調 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置スクラバ水 pH ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 薬液タンク ラブチャーディスク 可搬型窒素供給装置 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 代替格納容器圧力逃がし装置配 管・弁 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ※5 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等 対応設備 策 自主 設 対 備	事故時運転操作手順書(シビア アクシデント) 「放出」  AM 設備別操作手順書 「格納容器フィルタベン ト」
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書(シビア アクシデント) 「放出」  AM 設備別操作手順書 「格納容器フィルタベン ト」
	-	不活性ガス(窒素ガス) による系統内の置換	可搬型窒素供給装置 可搬型窒素供給装置接続口	重大事故等 対応設備	多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後の N <sub>2</sub> パージ手順」

- ※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- ※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
- ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
- ※6:「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)
- ※7:手順は, 設備の設計の進捗にあわせて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/3)

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
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型窒素ガス発生装置 ホース 可燃性ガス濃度制御系配管・弁  自主対策設備	※7
	—	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ サプレッション・チェンバ 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 復水補給水系配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※2 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ※5 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 燃料補給設備 ※3 防火水槽 ※5, ※6 淡水貯水池 ※5, ※6 重大事故等対応設備 策自主 備対	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による循環冷却」
		格納容器内pH制御	代替格納容器スプレイ冷却系 ※1 格納容器下部注水系(常設) ※4 格納容器 pH 制御設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」 AM 設備別操作手順書 「格納容器 pH 制御」

- ※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- ※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
- ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
- ※6:「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)
- ※7:手順は，設備の設計の進捗にあわせて整備する。

表 1.7.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」  AM 設備別操作手順書 FCVS (S/P 側) FCVS (D/W 側) FCVS (遠隔操作可能弁開閉操作)	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レベル (A) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) 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 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ氣體温度 サプレッション・チェンバ・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 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度
		原子炉建屋の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上 4 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧

監視計器一覧 (2/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」  AM 設備別操作手順書 「FCVS(S/P 側)」 「FCVS(D/W 側)」 「FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)」	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度
		原子炉建屋の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上 4 階 ・原子炉建屋地上 2 階 ・原子炉建屋地下 1 階 ・原子炉建屋地下中 2 階 ・原子炉建屋地下 2 階
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		補機監視機能 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ

監視計器一覧(3/7)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)交流動力電源が健全である場合の対応手順 a.格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b.代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	-
	操作	-
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後のN <sub>2</sub> パージ」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N <sub>2</sub> パージ」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能

監視計器一覧 (4/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」  AM 設備別操作手順書 「復水補給水系を用いた代替循環冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) 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 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却(B)系熱交換器出口冷却水温度
		水源の確保 サプレッション・チェンバ・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		最終ヒートシンクの確保 サプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度(代替循環冷却) 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・残留熱除去系(A)注入配管流量 復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・残留熱除去系(B)注入配管流量 ・格納容器下部注水流量 原子炉補機冷却系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却(B)系熱交換器出口冷却水温度
		補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力

監視計器一覧 (5/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 d. 格納容器内 pH 制御			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」  AM 設備別操作手順書 「格納容器 pH 制御」	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	操作	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・ 残留熱除去系(B)注入配管流量
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位
		補機監視機能	薬液タンク水位 サブプレッションプール水 pH

監視計器一覧 (6/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」  AM 設備別操作手順書 「FCVS(S/P 側)」 「FCVS(D/W 側)」 「FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)」	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レベル(A) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) 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	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・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(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉建屋の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧
	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レベル(A) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) S/C
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉建屋の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下中2階 ・原子炉建屋地下2階
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ

監視計器一覧(7/7)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	-
	操作	-
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後のN <sub>2</sub> パージ」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N <sub>2</sub> パージ」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能

表 1.7.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【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</p>	格納容器圧力逃がし装置	常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V
	不活性ガス系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系 (7 号炉のみ) 直流 125V A 系
	代替格納容器圧力逃がし装置	常設代替直流電源設備  AM 用直流 125V
	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 AM 用 MCC
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系 AM 用 MCC
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C 系 MCC D 系 AM 用 MCC
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 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

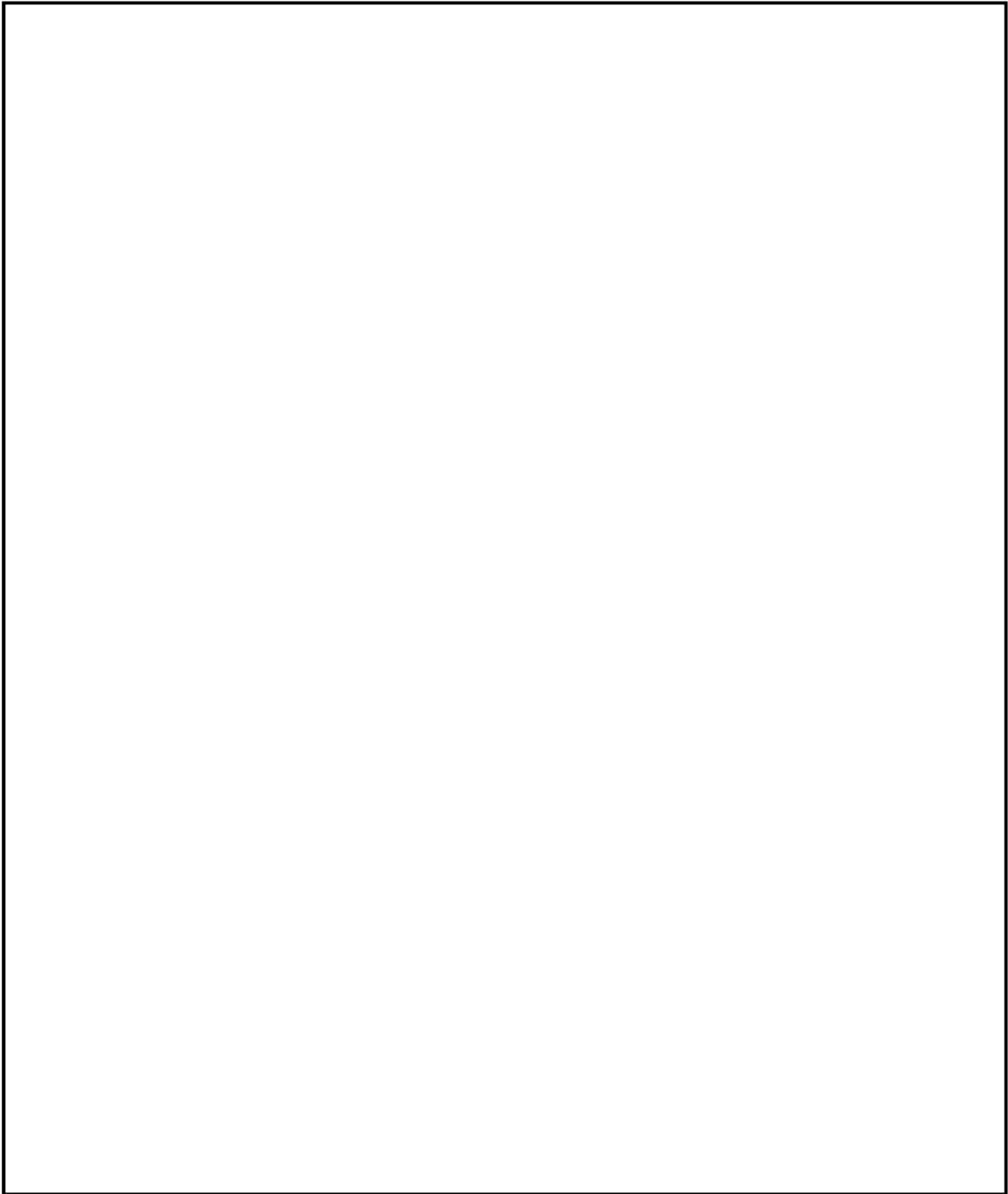


図 1.7.1 SOP 「除熱-1」における対応フロー

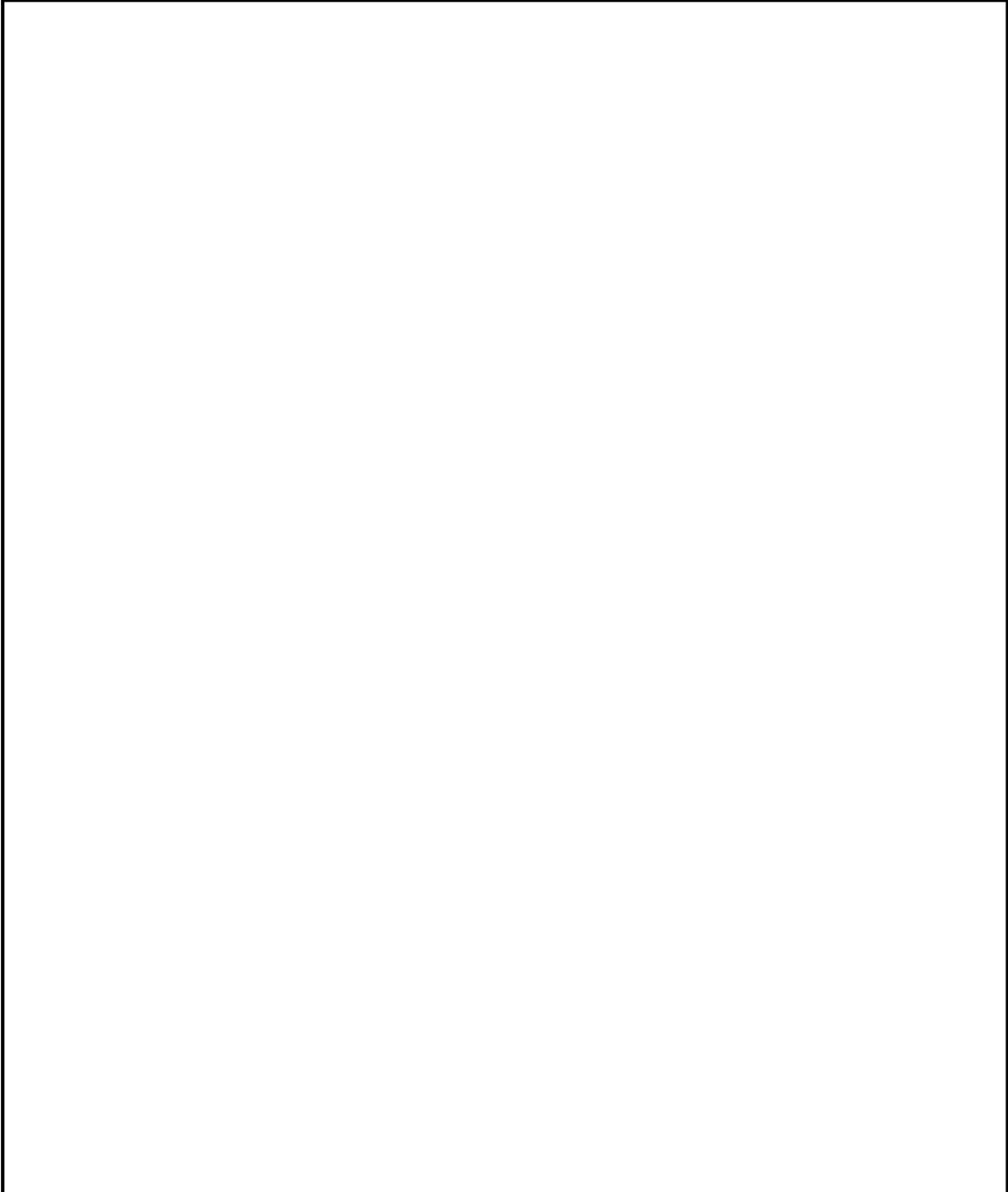


図 1.7.2 SOP 「除熱-2」における対応フロー

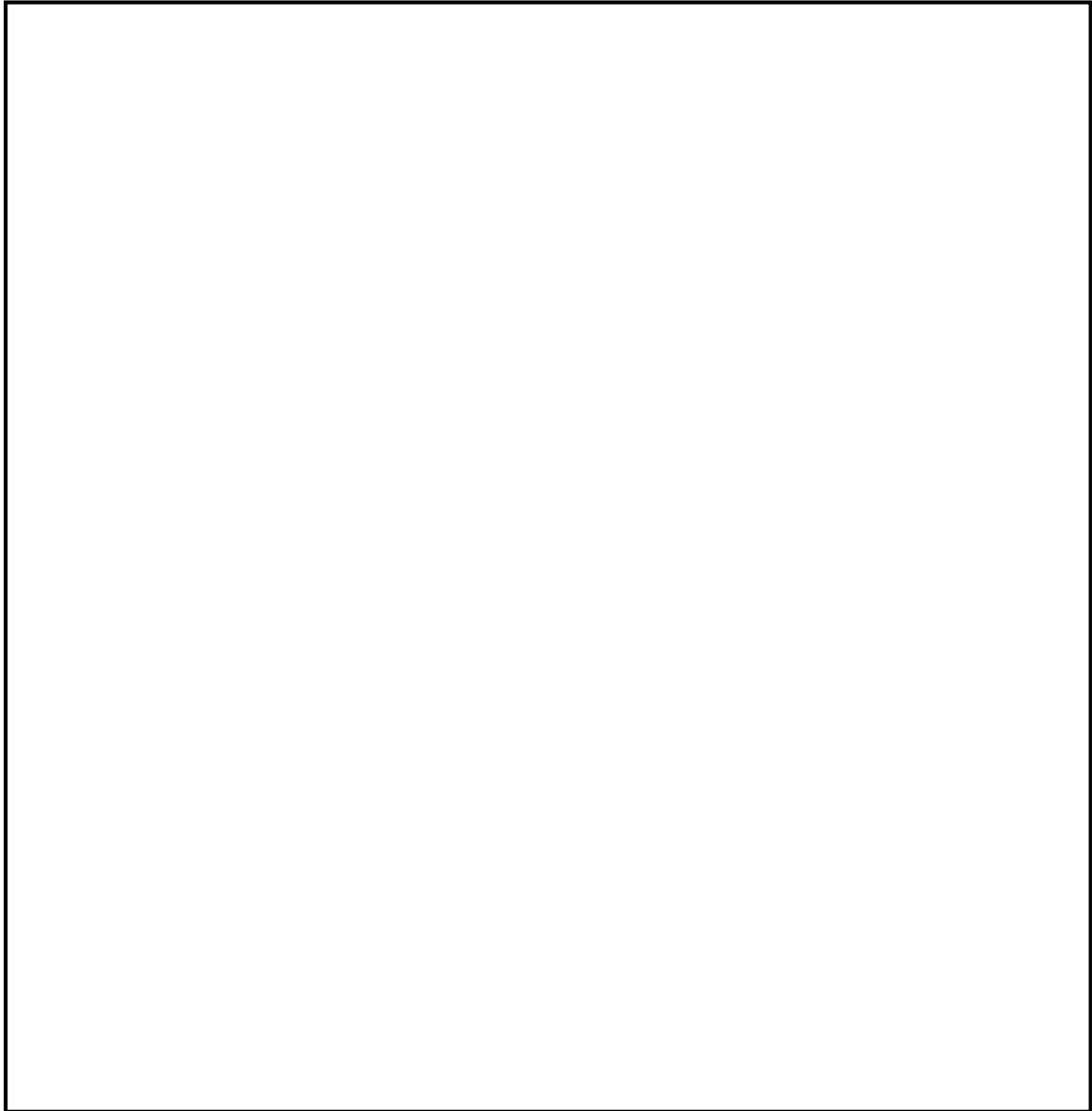
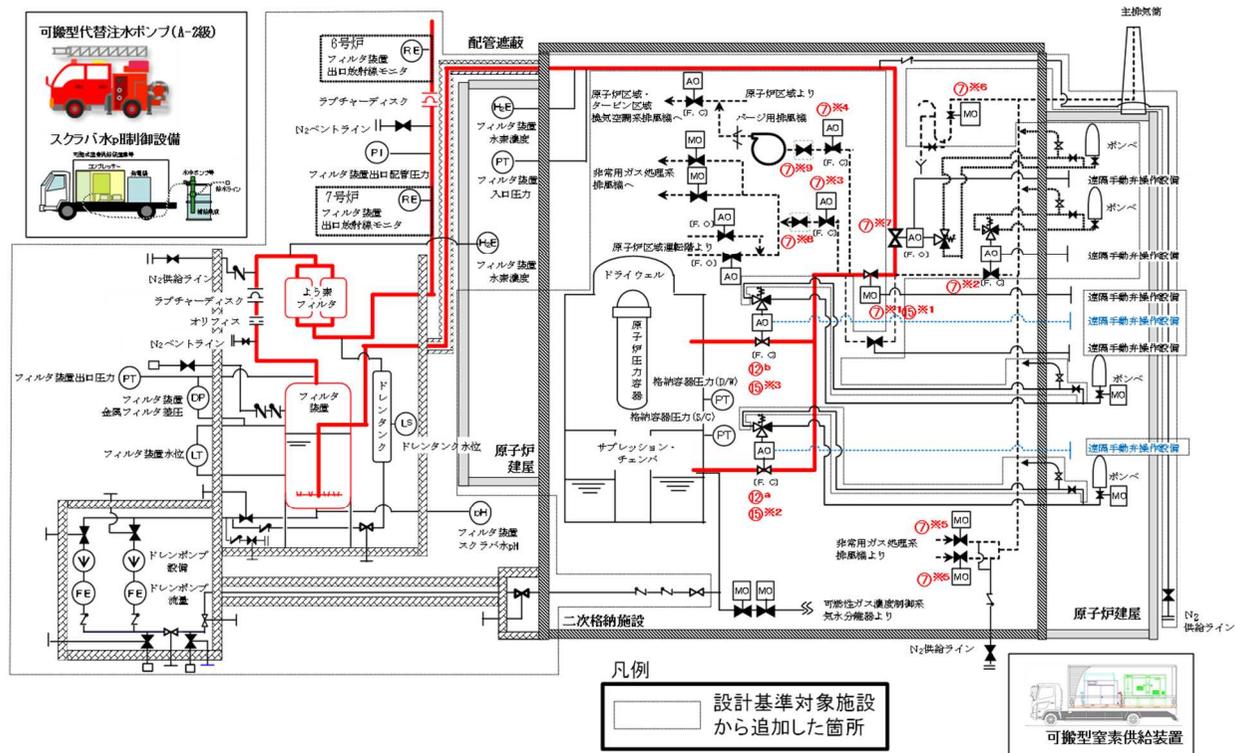


図 1.7.3 SOP 「放出」における対応フロー



操作手順	弁名称
⑦※1(15)※1	不活性ガス系PCV耐圧強化へん用連絡配管隔離弁
⑦※2	耐圧強化へん系PCVへんライン排気筒側隔離弁
⑦※3	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVへん用隔離弁
⑦※4	不活性ガス系換気空調系側PCVへん用隔離弁
⑦※5	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁
⑦※6	非常用ガス処理系出口Uシール元弁
⑦※7	耐圧強化へん系PCVへんラインフィルタへん容器側隔離弁
⑦※8	非常用ガス処理系側PCVへん用隔離弁後弁
⑦※9	換気空調系側PCVへん用隔離弁後弁
⑫ <sup>a</sup> (15)※2	不活性ガス系S/Cへん用出口隔離弁
⑫ <sup>b</sup> (15)※3	不活性ガス系D/Wへん用出口隔離弁

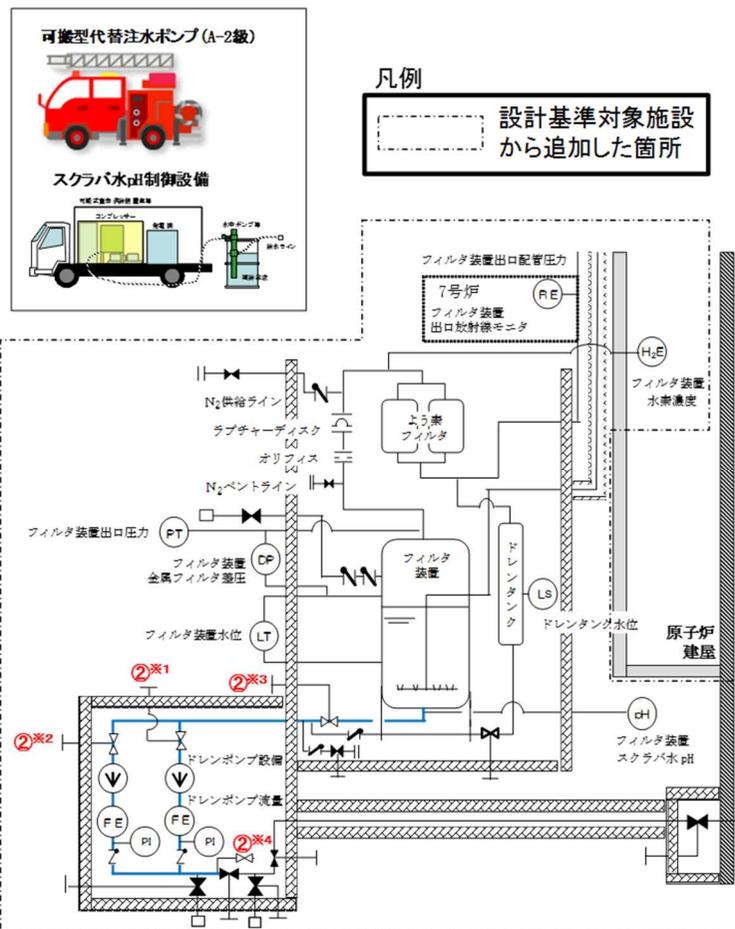
図 1.7.4 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 70分														
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認													電源を復旧しながら系統構成を行う。
			系統構成													
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保													
			W/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作													

図 1.7.5 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント) タイムチャート

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 70分													
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認												電源を復旧しながら系統構成を行う。
			系統構成												
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保												
			D/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作												

図 1.7.6 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント) タイムチャート

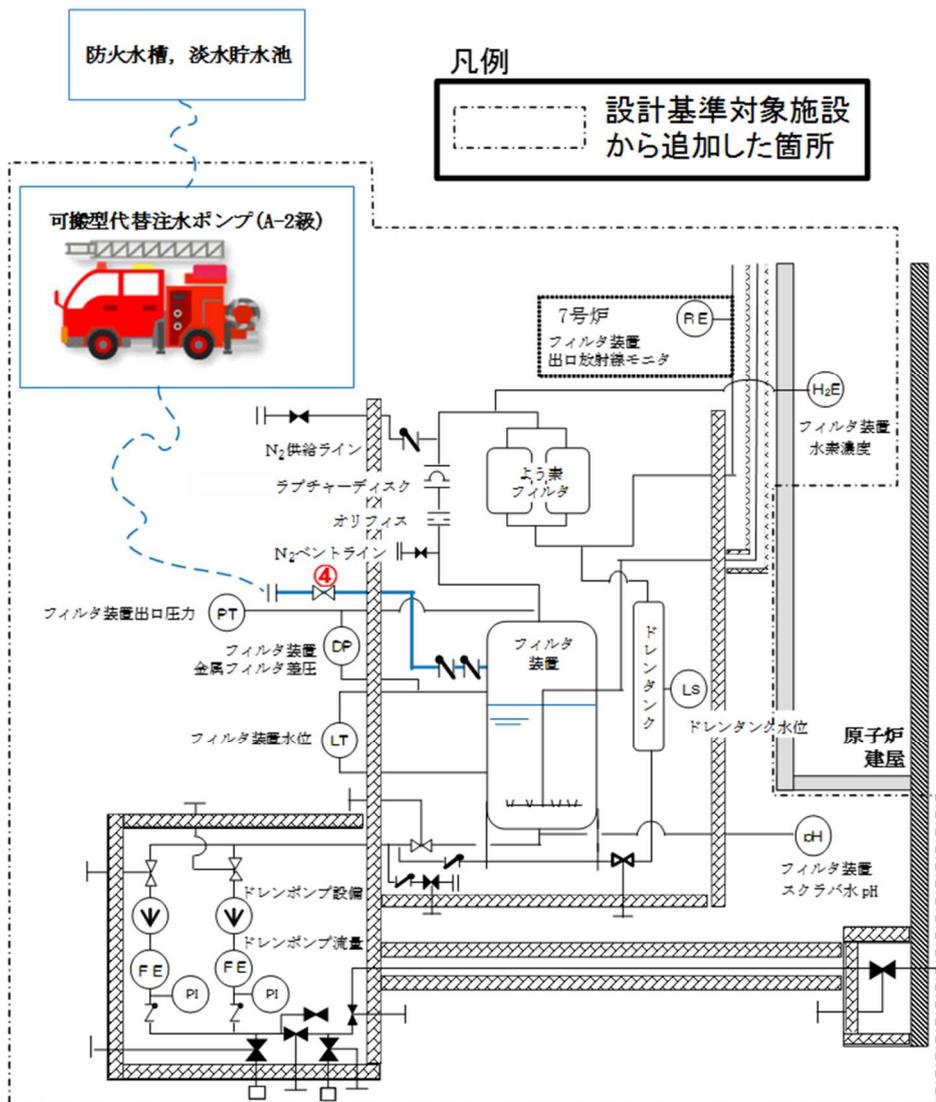


操作手順	弁名称
②*1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁A
②*2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁B
②*3	FCVSフィルタベント装置遮へい壁内側ドレン弁
②*4	FCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁

図 1.7.7 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り 概要図

		経過時間(分)										備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	60分 水張り完了確認 ▽														
フィルタ装置 ドレン移送ポンプ水張り	緊急対策要員	2	TSC~フィルタベント遮蔽壁 南側													
							系統構成(手動弁開操作)				→					
							系統水張り完了									

図 1.7.8 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート



操作手順	弁名称
④	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁

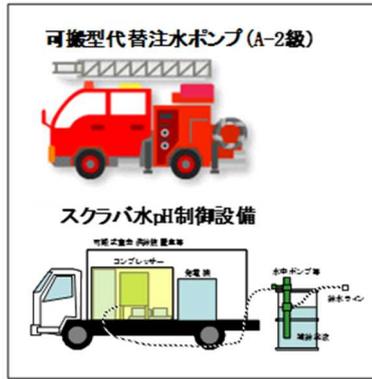
図 1.7.9 フィルタ装置水位調整(水張り) 概要図



		経過時間(分)																	備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170					
手順の項目	要員(数)	フィルタ装置水位調整開始(水張り)開始 110分 フィルタバント装置水位調整(水張り)完了 160分 (水位計指示[1000~1500mm])																					
フィルタ装置 水位調整(水張り)  [淡水貯水池を水源とした場合]	緊急時対策要員	2																	フィルタ装置水位調整(水張り)開始 110分 ↓	フィルタバント装置水位調整(水張り)完了 160分 ↓ (水位計指示[1000~1500mm])	水張り完了 →		
	緊急時対策要員	2																	緊急時対策所～淡水貯水池移動 貯水池出口弁「開」	送水ライン水張り、健全性確認、送水ホース及び消防ホース接続継手接続 送水	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水開始		
	緊急時対策要員	2																	緊急時対策所～大湊高台移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台の健全性確認				
	緊急時対策要員	2																	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動～配置 送水準備	送水			
	緊急時対策要員	2																		送水			
	緊急時対策要員	2																		送水			
	緊急時対策要員	2																		送水			

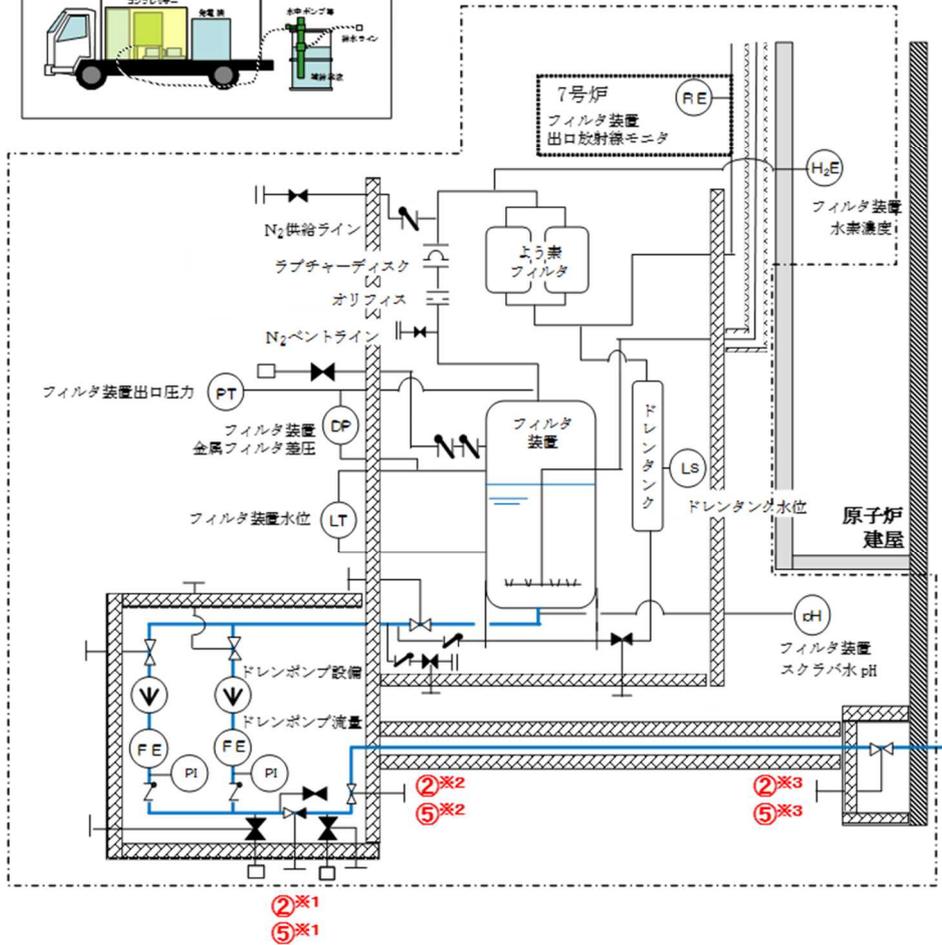
※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する

図 1.7.10 フィルタ装置水位調整(水張り) タイムチャート(2/2)



凡例

設計基準対象施設  
から追加した箇所



操作手順	弁名称
②※1⑤※1	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
②※2⑤※2	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
②※3⑤※3	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁

図 1.7.11 フィルタ装置水位調整(水抜き) 概要図

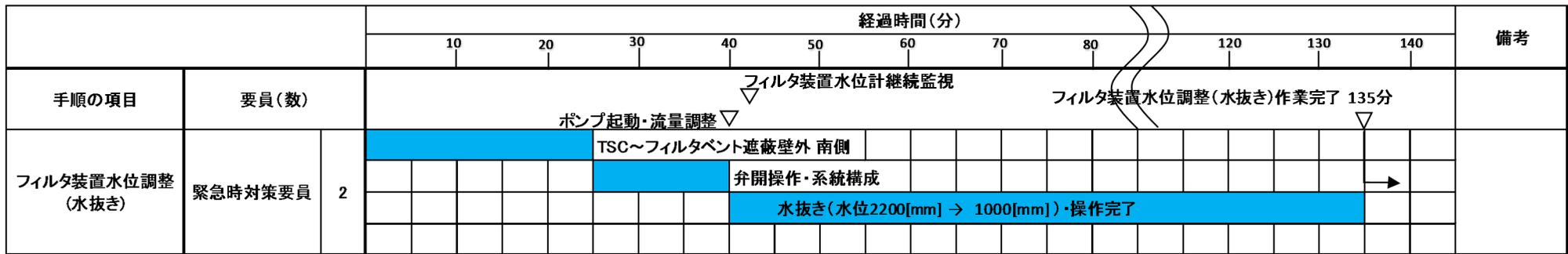
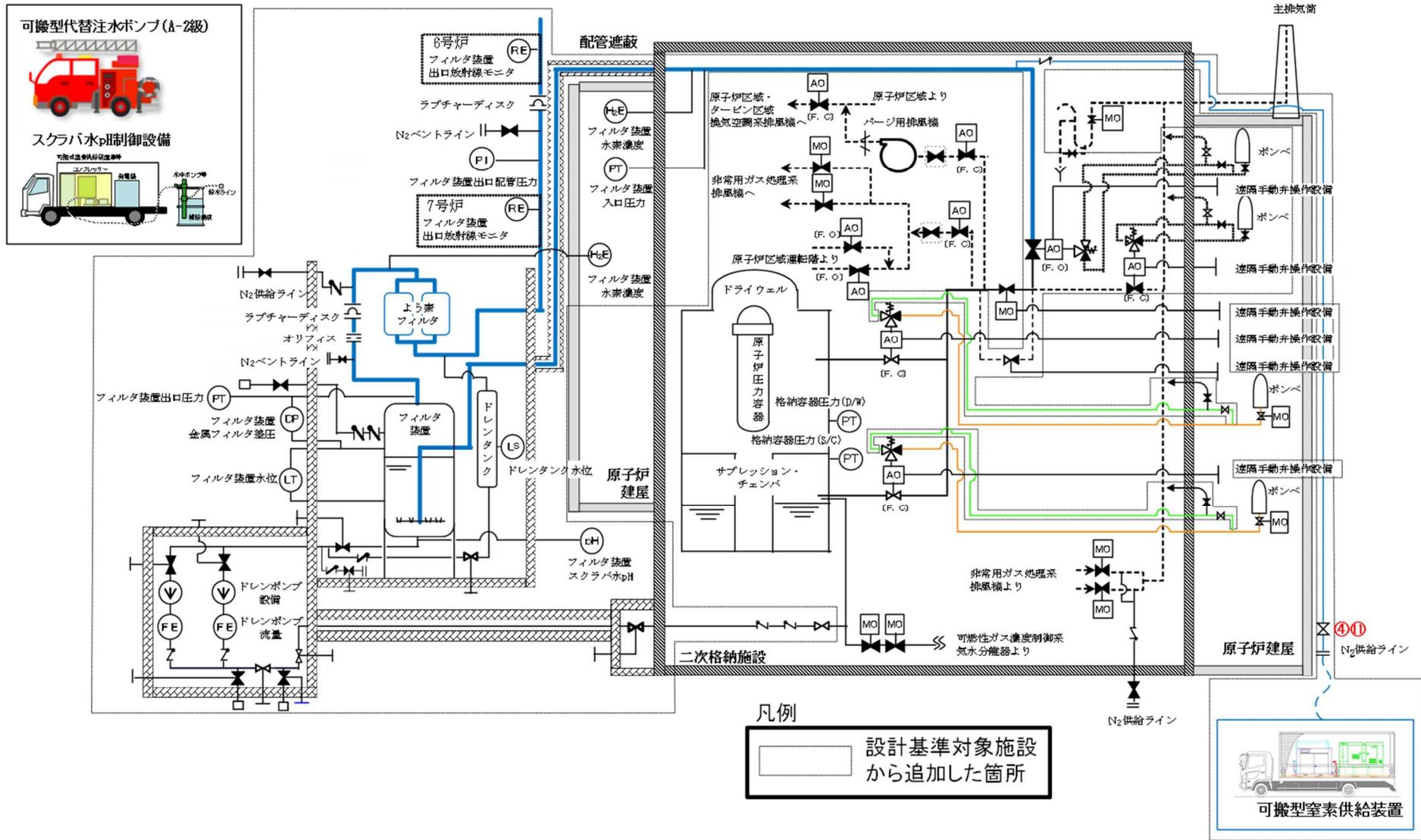


図 1.7.12 フィルタ装置水位調整(水抜き) タイムチャート



操作手順	弁名称
④⑪	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N <sub>2</sub> パージ用元弁

図 1. 7. 13 格納容器圧力逃がし装置停止後の N<sub>2</sub>パージ 概要図

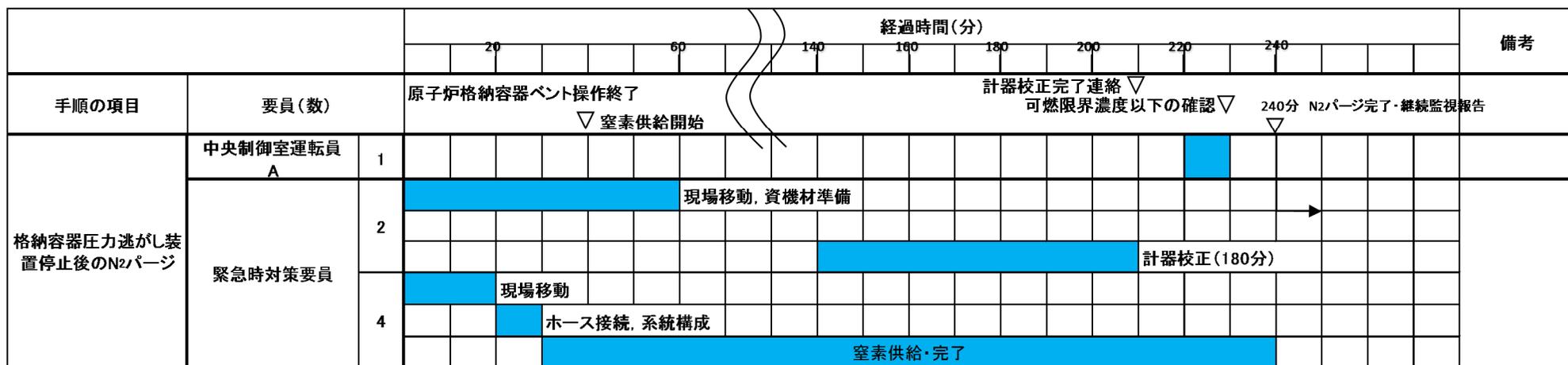
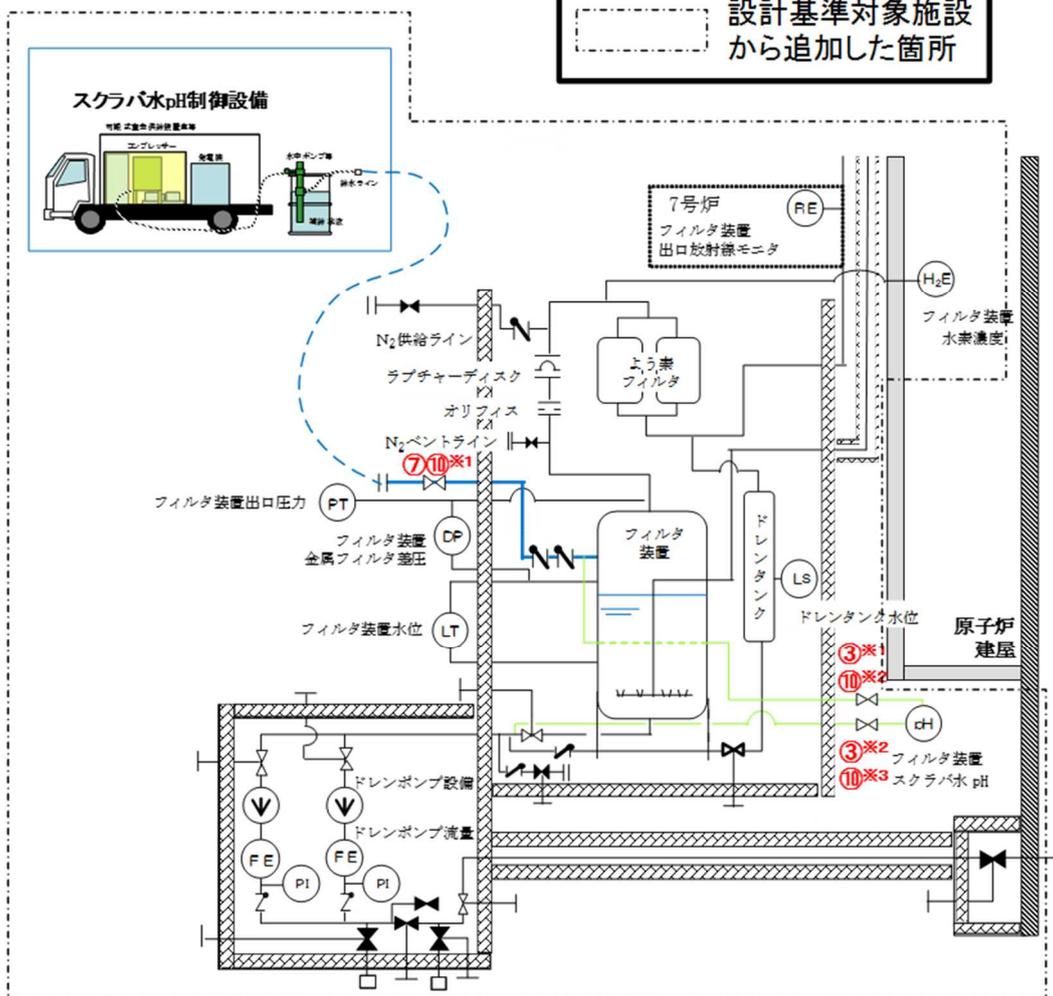


図 1. 7. 14 格納容器圧力逃がし装置停止後の N<sub>2</sub>ページ タイムチャート

凡例

設計基準対象施設  
から追加した箇所



操作手順	弁名称
⑦⑩※1	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁
③※1 ⑩※2	フィルタベント装置pH系入口止め弁
③※2 ⑩※3	フィルタベント装置pH系出口止め弁

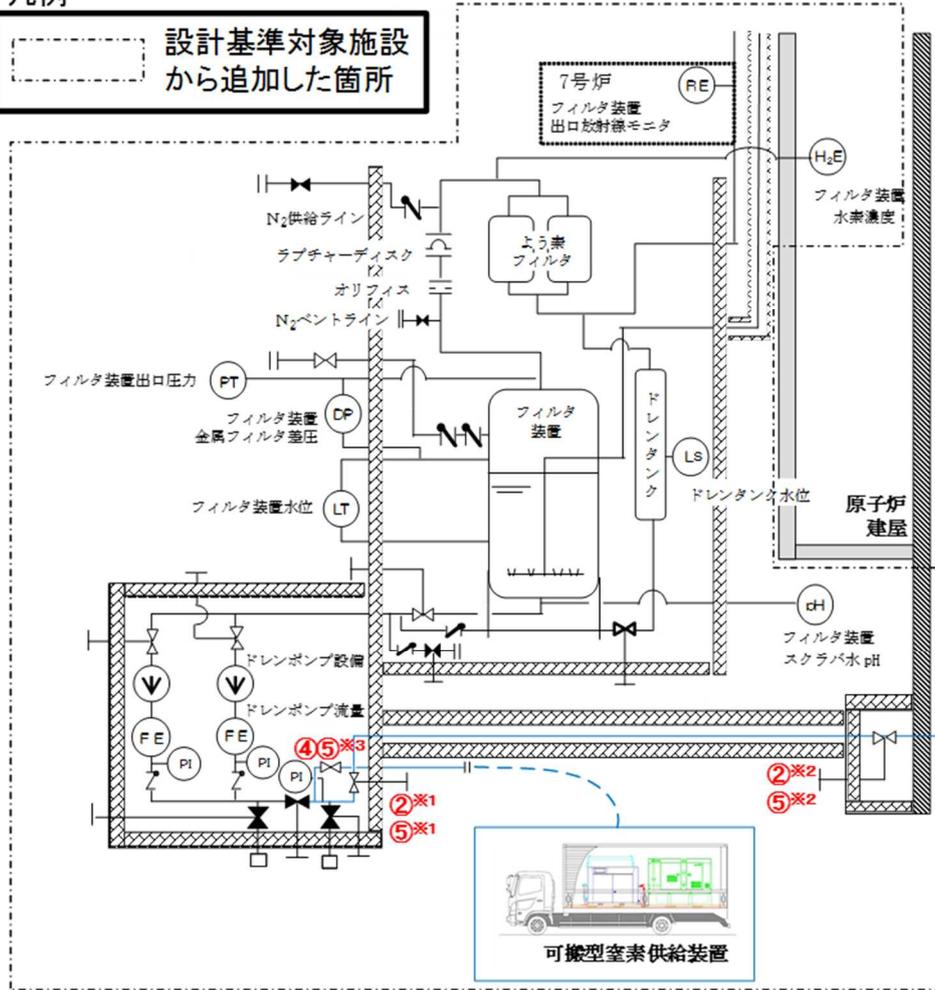
図 1.7.15 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 概要図

		経過時間(分)											備考												
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110													
手順の項目	要員(数)	排水作業実施 サンプリングポンプ起動 補給用ポンプ起動 スクラバ水pH調整完了 90分																							
フィルタ装置 スクラバ水pH調整	中央制御室運転員 A	1																							
	緊急時対策要員	2	TSC~フィルタベント遮蔽壁 附室																						
			系統構成																						
		pH値及び水位測定・完了																							
		4	TSC~大湊側高台																						
			スクラバ水pH制御設備健全性確認																						
			現場移動																						
工具準備・系統構成																									
薬液注入・完了																									

図 1.7.16 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 タイムチャート

凡例

設計基準対象施設  
から追加した箇所



操作手順	弁名称
②*1⑤*1	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
②*2⑤*2	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁
④⑤*3	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン N <sub>2</sub> パージ用元弁

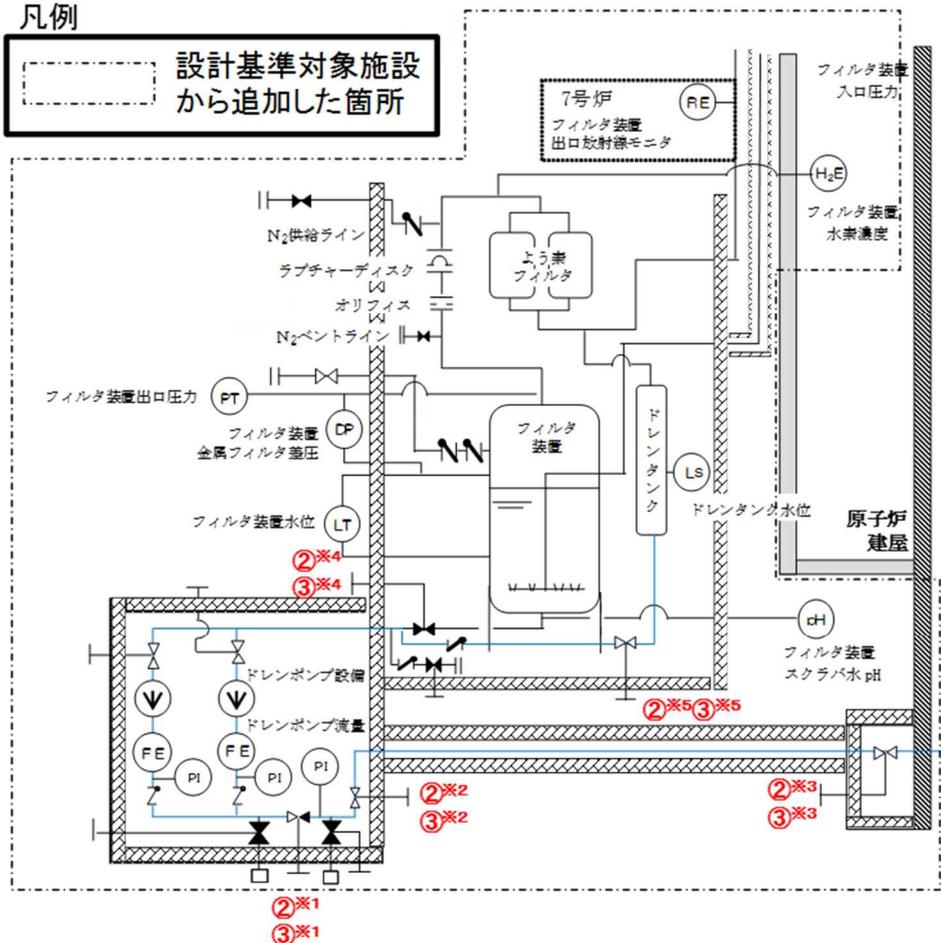
図 1.7.17 ドレン移送ライン N<sub>2</sub>パージ 概要図

		経過時間(分)																備考		
		20	40	60	80	100	120	140	160	180										
手順の項目	要員(数)	フィルタ装置水位調整(水抜き)実施完了 ▽窒素供給開始 100分 ドレン移送ラインN <sub>2</sub> パージ作業完了																		
ドレン移送ライン N <sub>2</sub> パージ	緊急時対策要員	2	現場移動																	
			ホース接続, 系統構成																	
			窒素供給																	
			弁閉操作・ホース取外																	

図 1.7.18 ドレン移送ライン N<sub>2</sub>パージ タイムチャート

凡例

設計基準対象施設  
から追加した箇所

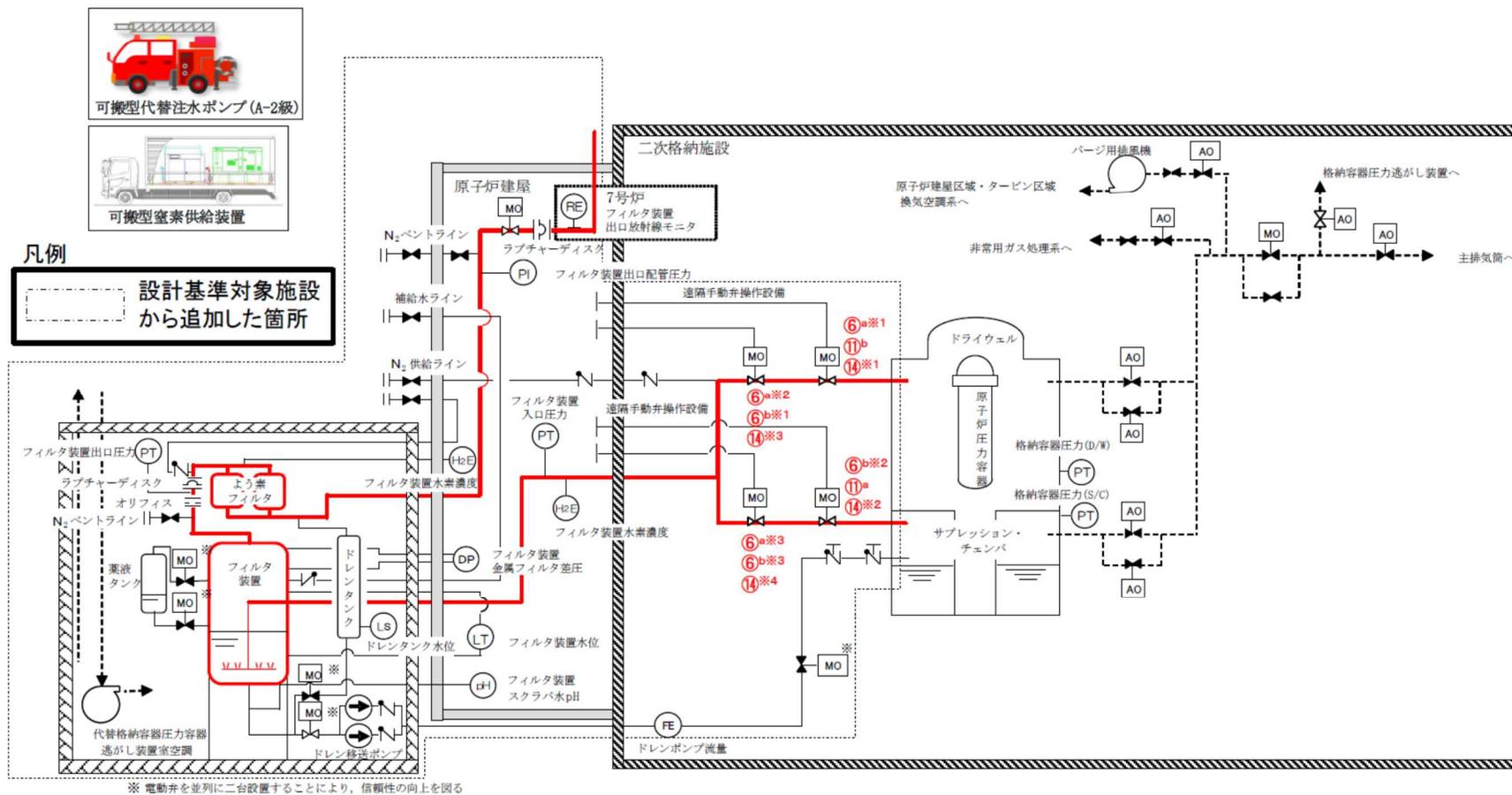


操作手順	弁名称
②*①③*①	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
②*②③*②	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
②*③③*③	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁
②*④③*④	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁
②*⑤③*⑤	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁

図 1.7.19 ドレンタンク水抜き 概要図

		経過時間(分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
手順の項目	要員(数)	▼ドレンタンク水位継続監視 ポンプ起動・流量調整 ▼ ドレンタンク水抜き作業完了 105分																	
ドレンタンク 水抜き	緊急時対策要員 2	TSC~フィルタベント遮蔽壁外 南側																	
		弁開操作・系統構成																	
		水抜き完了(水位3000[mm] → 0[mm]: 50分)																	

図 1.7.20 ドレンタンク水抜き タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥ <sup>a</sup> ※1 ⑪ <sup>b</sup> ※1 ⑭※1	D/W側第一隔離弁
⑥ <sup>a</sup> ※2 ⑥ <sup>b</sup> ※1 ⑭※3	D/W側第二隔離弁
⑥ <sup>b</sup> ※2 ⑪ <sup>a</sup> ※2 ⑭※2	S/C側第一隔離弁
⑥ <sup>a</sup> ※3 ⑥ <sup>b</sup> ※3 ⑭※4	S/C側第二隔離弁

図 1.7.21 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図

		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80										
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 25分 ▽																	
代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認																
			系統構成																
	原子炉格納容器ベント開始																		
	→																		
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保																

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.7.22 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント) タイムチャート

		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80										
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 25分 ▽																	
代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認																
			系統構成																
	原子炉格納容器ベント開始																		
	→																		
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保																

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.7.23 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント) タイムチャート

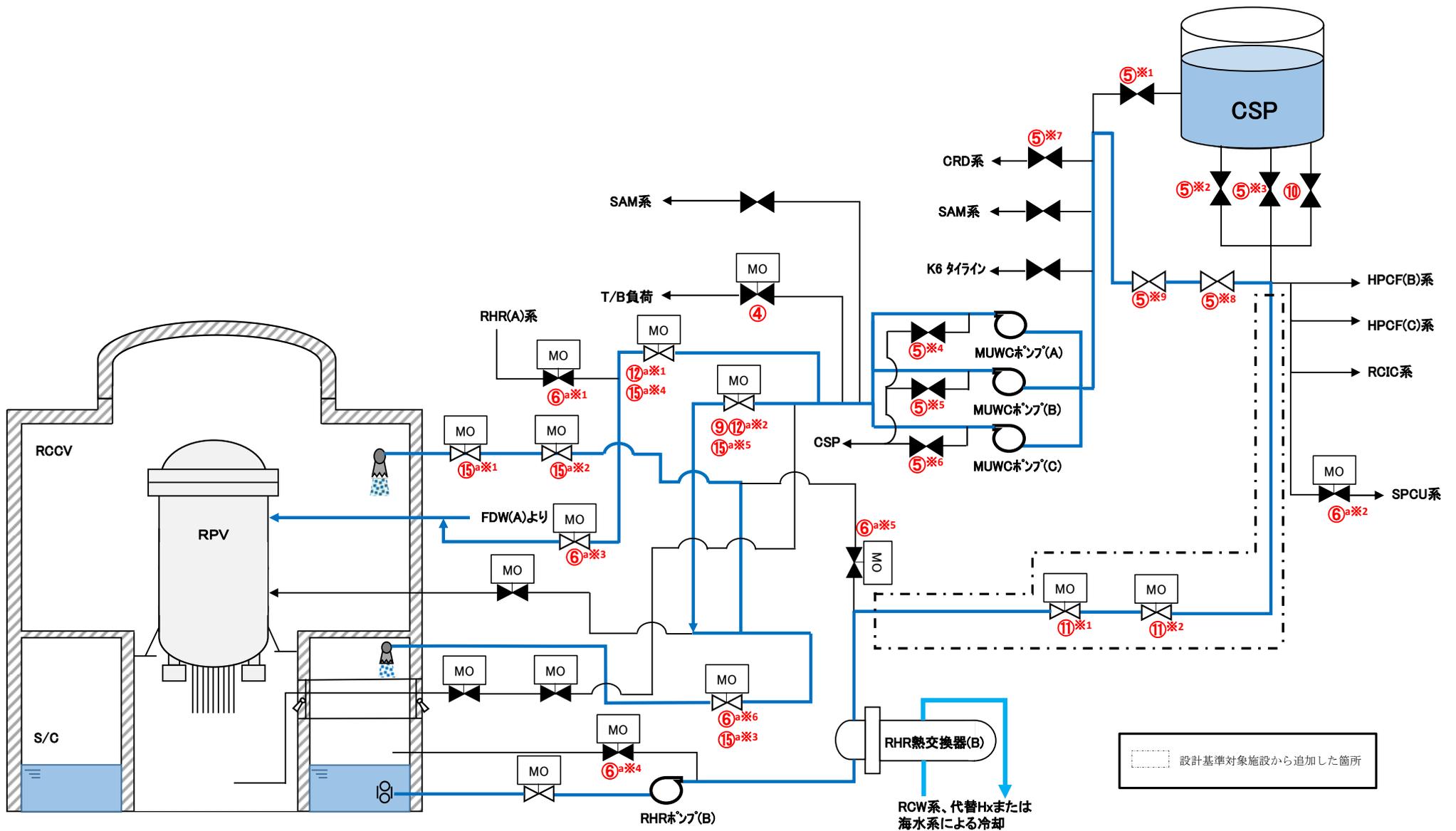


図 1.7.24 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/4)  
(原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する場合)

操作手順	弁名称
④	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁
⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
⑤※4	復水補給水系復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁
⑤※5	復水補給水系復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁
⑤※6	復水補給水系復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁
⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡管第一止め弁
⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡管第二止め弁
⑥ <sup>a</sup> ※1	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)
⑥ <sup>a</sup> ※2	サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
⑥ <sup>a</sup> ※3	残留熱除去系注入弁(A)
⑥ <sup>a</sup> ※4	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
⑥ <sup>a</sup> ※5	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁
⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
⑮ <sup>a</sup> ※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑮ <sup>a</sup> ※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑥ <sup>a</sup> ※6⑮ <sup>a</sup> ※3	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)
⑫ <sup>a</sup> ※1⑮ <sup>a</sup> ※4	残留熱除去系(A)注入ライン洗浄水止め弁
⑨⑫ <sup>a</sup> ※2⑮ <sup>a</sup> ※5	残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁

図 1.7.24 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/4)  
(原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する場合)

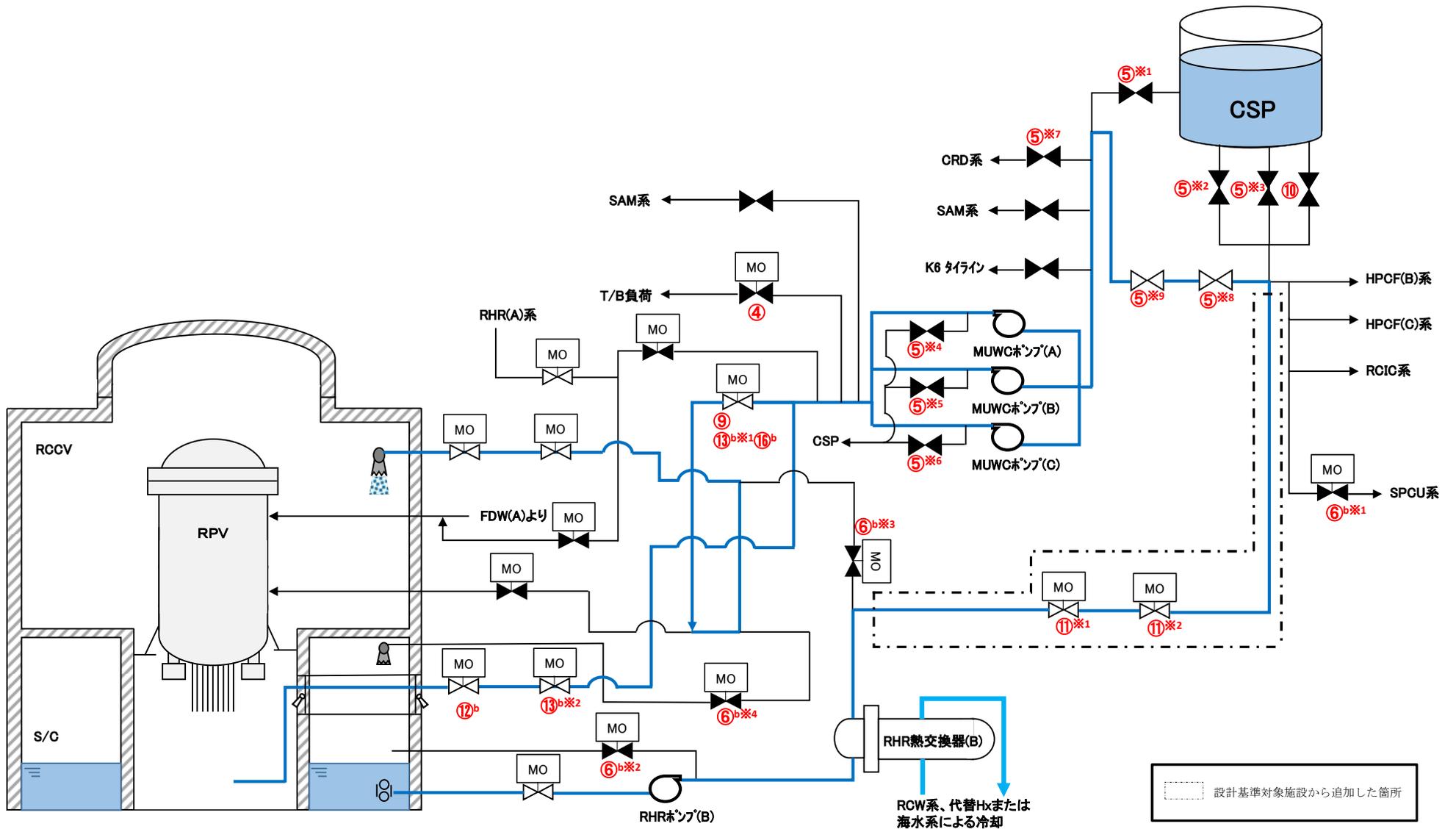


図 1.7.24 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(3/4)  
 (原子炉格納容器下部注水及び格納容器スプレーを実施する場合)

操作手順	弁名称
④	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁
⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
⑤※4	復水補給水系復水移送ポンプ(A)ミナムフロー逆止弁後弁
⑤※5	復水補給水系復水移送ポンプ(B)ミナムフロー逆止弁後弁
⑤※6	復水補給水系復水移送ポンプ(C)ミナムフロー逆止弁後弁
⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡管第一止め弁
⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡管第二止め弁
⑥ <sup>b</sup> ※1	サフレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
⑥ <sup>b</sup> ※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
⑥ <sup>b</sup> ※3	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
⑥ <sup>b</sup> ※4	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)
⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁
⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
⑫ <sup>b</sup>	復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁
⑬ <sup>b</sup> ※2	復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁
⑨⑬ <sup>b</sup> ※1⑬ <sup>b</sup>	残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁

図 1.7.24 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(4/4)  
(原子炉格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する場合)

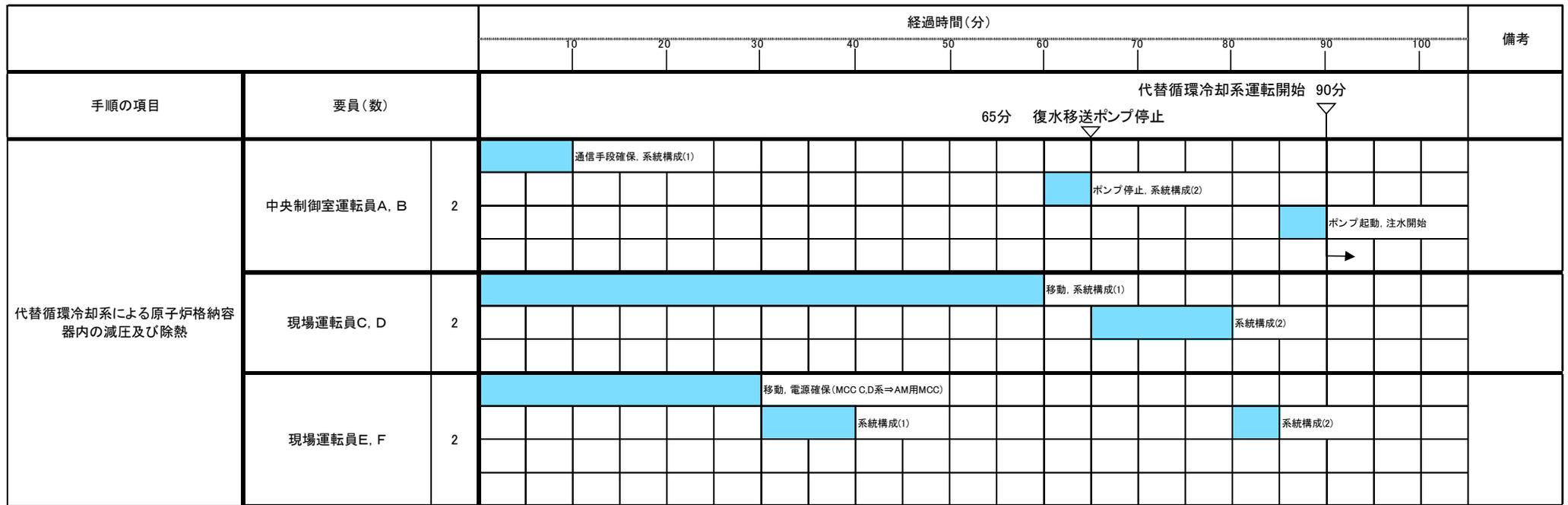
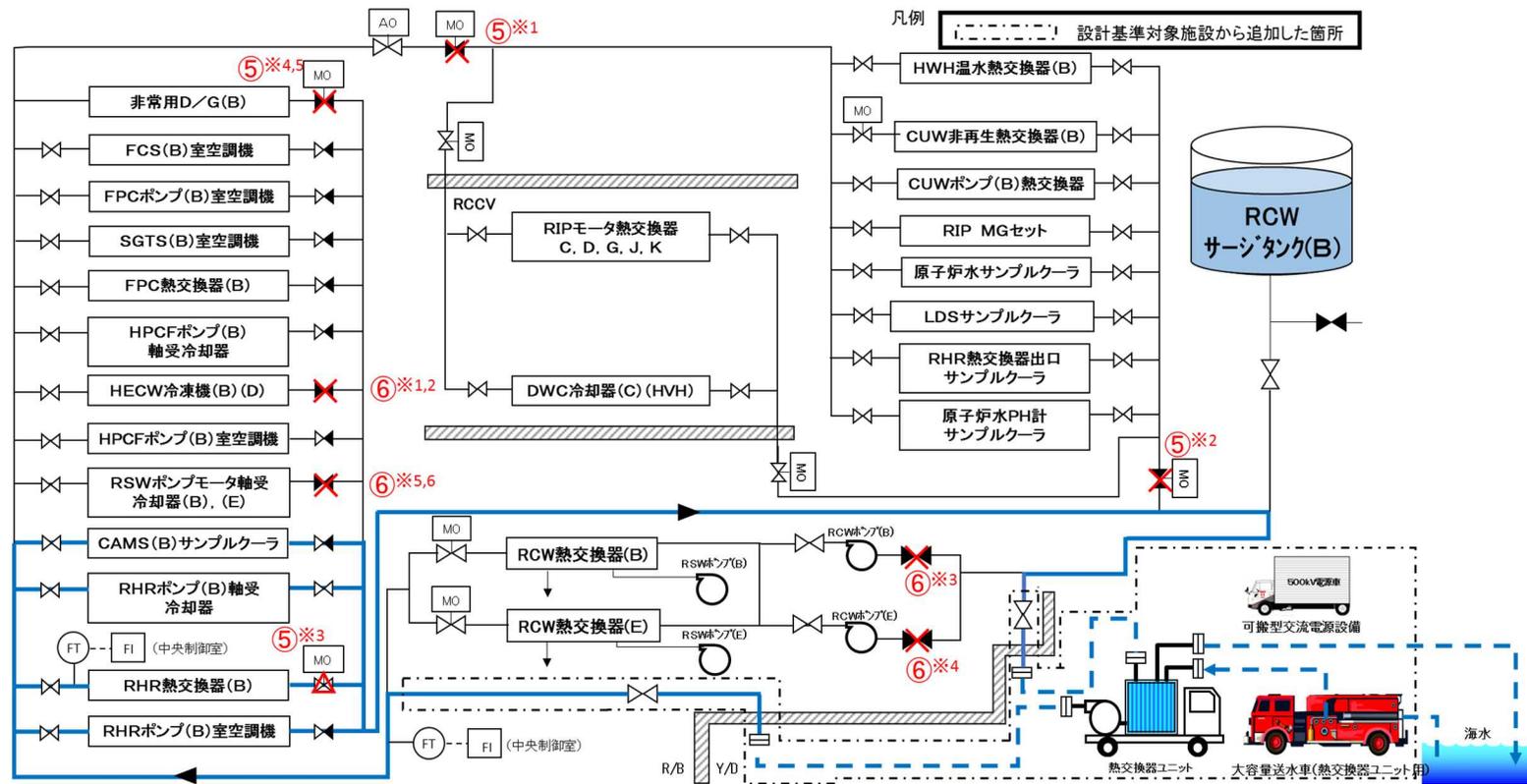


図 1.7.25 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート

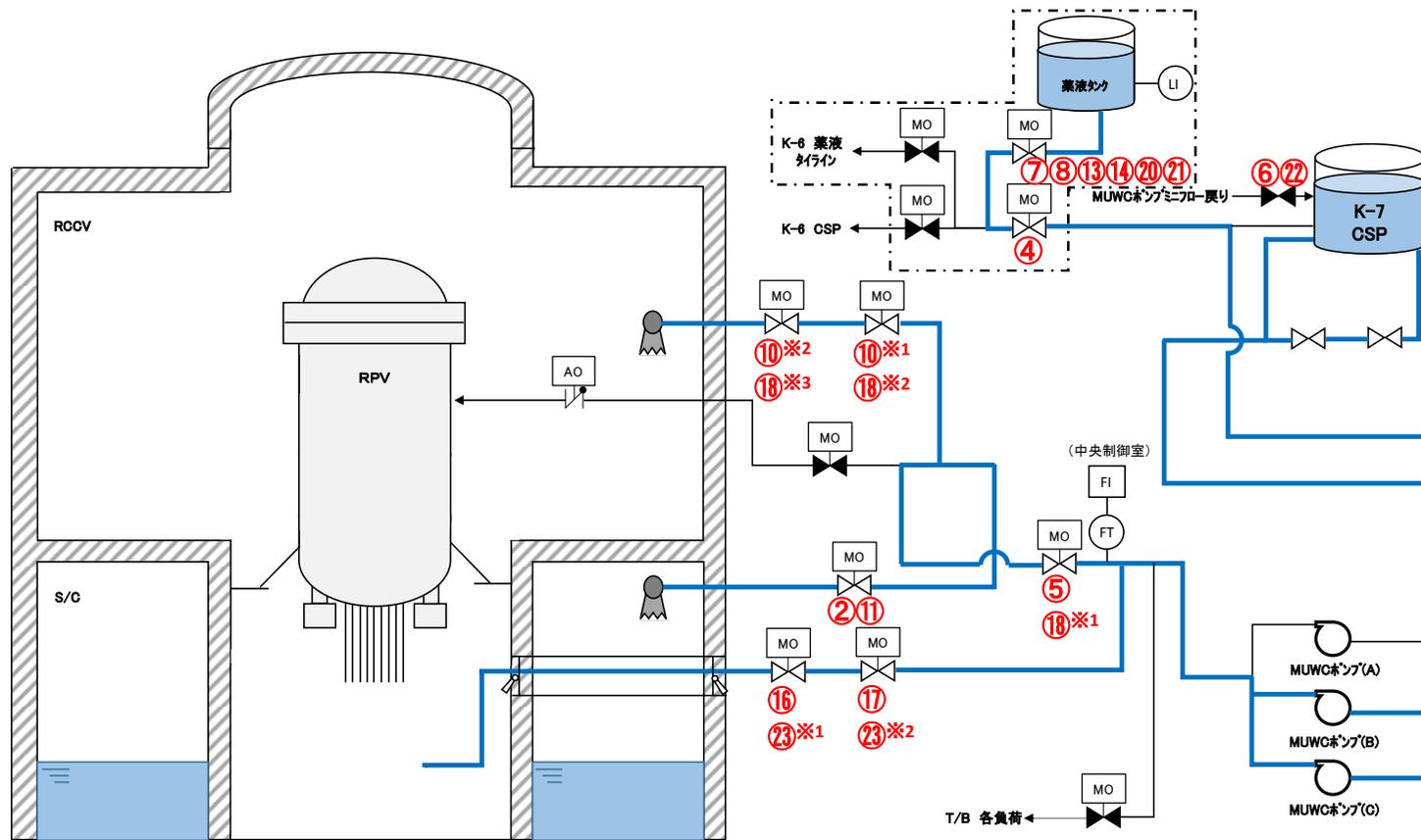


操作手順	弁名称
5※1	原子炉補機冷却水系常用冷却水供給側分離弁(B)
5※2	原子炉補機冷却水系常用冷却水戻り側分離弁(B)
5※3	原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
5※4	原子炉補機冷却水系非常用D/G(B)冷却水出口弁(B)
5※5	原子炉補機冷却水系非常用D/G(B)冷却水出口弁(E)
6※1	原子炉補機冷却水系 換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁
6※2	原子炉補機冷却水系 換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁
6※3	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
6※4	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁
6※5	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系ポンプ(B)電動機軸受出口弁
6※6	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系ポンプ(E)電動機軸受出口弁

図 1.7.26 代替循環冷却系使用時における  
代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図

		経過時間(時間)										備考									
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10										
手順の項目	要員(数)	代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水供給 9時間 ▽																			
代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 系統構成																		
	現場運転員C, D	2	移動, 電源確保(15分)																		
			系統構成(30分)																		
	緊急時対策要員	13	大容量送水車(熱交換器ユニット用), 熱交換器ユニット他移動																		
										主配管(可搬型)等の接続											
										補機冷却水の供給, 流量調整											
										→											

図 1.7.27 代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート



操作手順	弁名称
②⑪	残留熱除去系S/Pスプレー注入隔離弁(B)
④	復水移送ポンプ吸込配管注入弁(未定)
⑤⑱※1	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)
⑦⑧⑬⑭⑳㉑	薬液注入タンク出口弁(未定)
⑥㉒	復水補給水系ポンプミナムフロー戻り弁
⑩※1⑩※2	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑩※2⑱※3	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑯⑳※1	復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁
⑰⑳※2	復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁

凡例  
 [ ] 設計基準対象施設から追加した箇所

図 1.7.28 格納容器内 pH 制御 概要図

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	要員(数)	S/Pへの薬液注入開始 30分 (薬液注入完了 35分) ▽ D/Wへの薬液注入開始 65分※3 格納容器下部への薬液注入開始 100分※3 (薬液注入完了 70分) ▽ (薬液注入完了 105分) ▽												※3 薬液注入箇所を選択し実施する場合それぞれ30分で可能。	
格納容器内pH制御	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 系統状態確認												※1 薬液注入完了後は、配管フラッシングのため、スプレイを20分間実施する。 ※2 薬液注入完了後は、格納容器下部水位が+2m(総注水量180m <sup>3</sup> )となるまで注水を継続する。
			系統構成(S/Pスプレイ)												
			S/Pスプレイ ※1												
	系統構成(S/Pスプレイ→D/Wスプレイへの切替)														
	D/Wスプレイ ※1														
	系統構成(D/Wスプレイ→格納容器下部注水への切替)														
現場運転員C, D	2	移動, 系統構成													
		S/Pへの薬液注入 開始													
		D/Wへの薬液注入 開始													
		格納容器下部への薬液注入 開始													
S/Pへの薬液注入 停止															
D/Wへの薬液注入 停止															
格納容器下部への薬液注入 停止															

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.7.29 格納容器内 pH 制御 タイムチャート

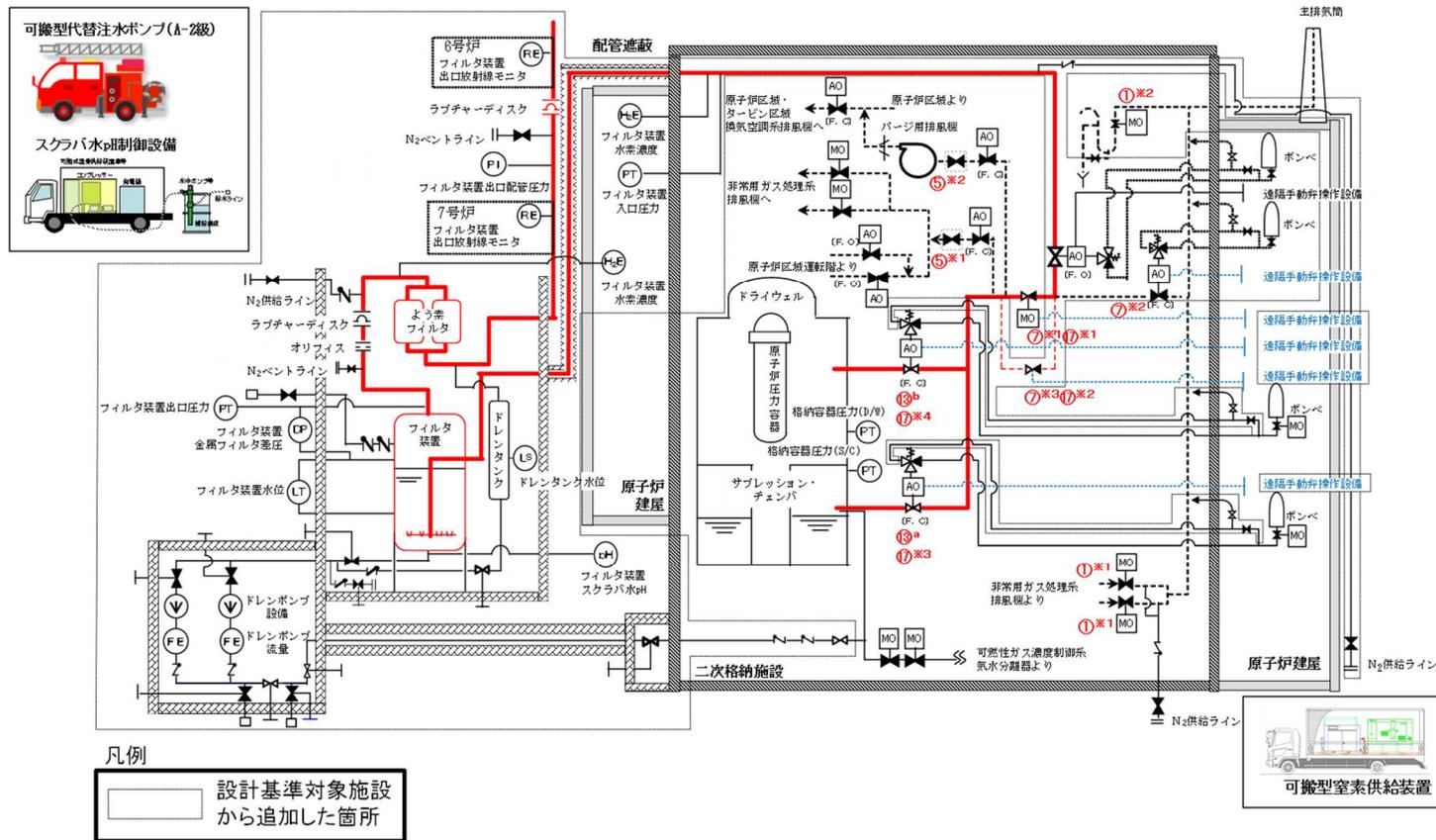
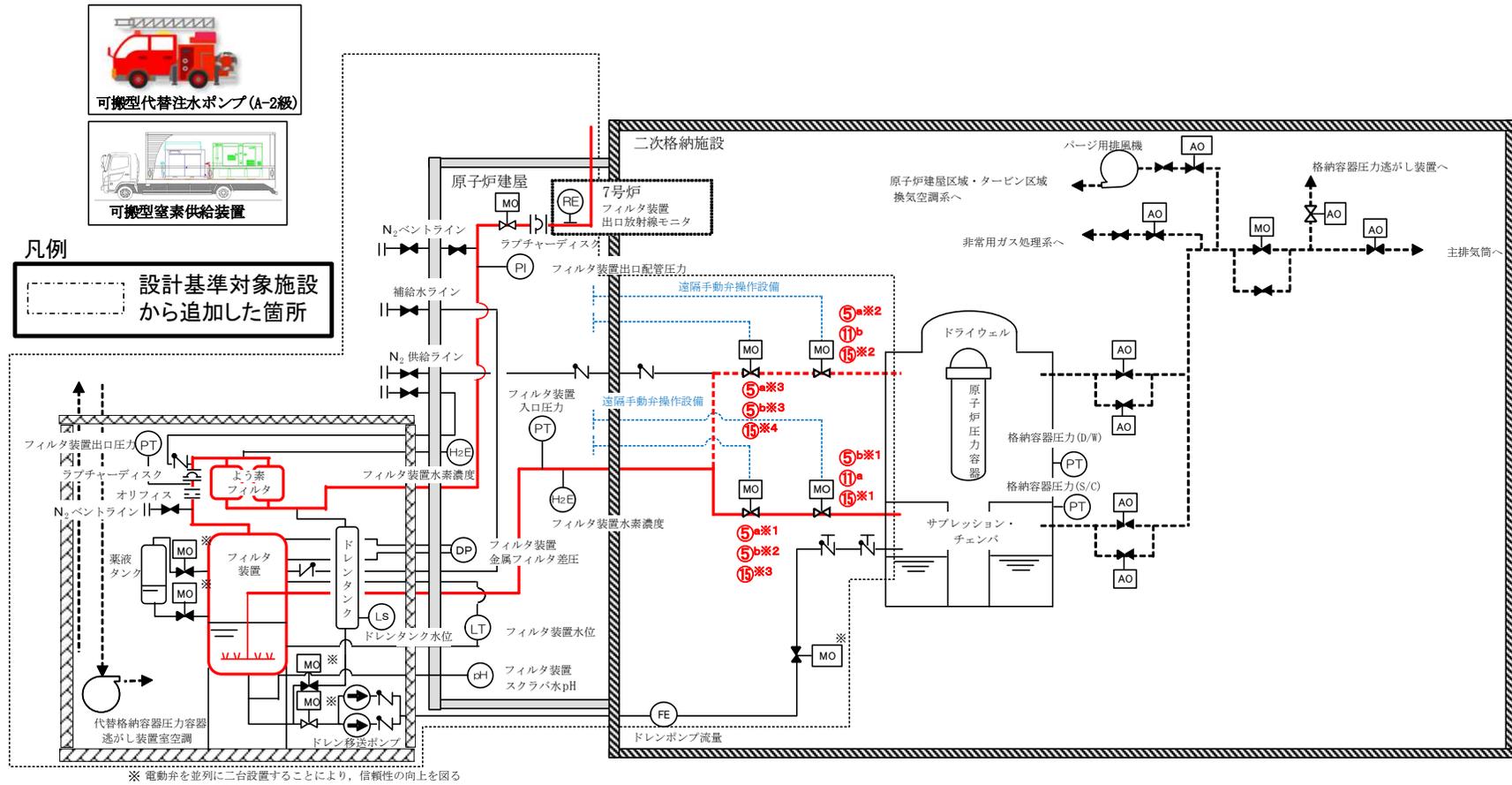


図 1.7.30 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 概要図





操作手順	弁名称
5b※1 11a 15※1	S/C側第一隔離弁
5a※1 5b※2 15※3	S/C側第二隔離弁
5a※2 11b 15※2	D/W側第一隔離弁
5a※3 5b※3 15※4	D/W側第二隔離弁

図 1.7.33 代替格納容器圧力逃がし装置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

			経過時間(分)																備考
			10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)		減圧及び除熱開始 40分																
代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 監視計器指示の確認																
	現場運転員C, D	2	移動, 系統構成																
			原子炉格納容器ベント開始																

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.7.34 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント) タイムチャート  
(現場操作)

			経過時間(分)																備考
			10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)		減圧及び除熱開始 40分																
代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, 監視計器指示の確認																
	現場運転員C, D	2	移動, 系統構成																
			原子炉格納容器ベント開始																

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.7.35 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント) タイムチャート  
(現場操作)

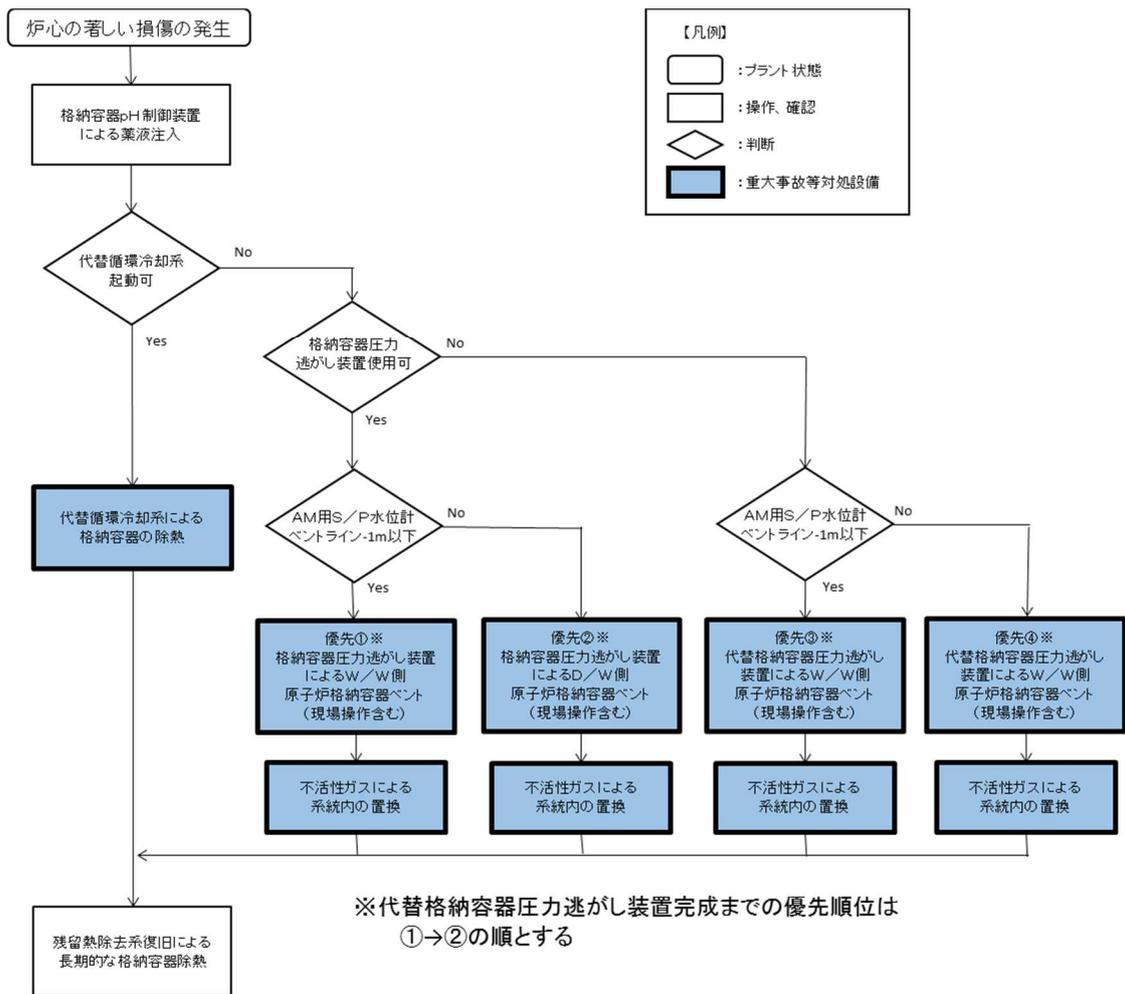


図 1.7.36 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/4)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50条)	技術基準規則 (65条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」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65条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	⑨
<p>(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	<p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	⑩
<p>(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	④	<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p>	<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p>	⑪
<p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑤	<p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p>	<p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p>	⑫
<p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p>	⑥	<p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p>	<p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p>	⑬
<p>(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑦	<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	⑭
		<p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑮
		<p>vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合は又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。</p>	<p>vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合は又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。</p>	⑯
		<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p>	<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p>	⑰
		<p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑱

※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:設備の設計の進捗にあわせて手順を整備した後，時間等を確認する。

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/4)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器内の減圧及び除熱 格納容器圧力逃がし装置による	フィルタ装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱	格納容器内 PH制御	代替格納容器スプレイ冷却系	常設	60分	4名	自主対策とする理由は本文参照
	よう素フィルタ	新設			格納容器下部注水系(常設)	常設			
	フィルタ装置水位	新設			格納容器pH制御設備	常設			
	フィルタ装置入口圧力	新設							
	フィルタ装置出口放射線モニタ	新設							
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	新設							
	フィルタ装置水素濃度	新設							
	フィルタ装置スクラバ水pH	新設							
	ドレン移送ポンプ	新設							
	ドレンタンク	新設							
	遠隔手動弁操作設備	新設							
	スクラバ水pH制御設備	新設							
	ラプチャーディスク	新設							
	可搬型窒素供給装置	新設							
	フィルタベント遮蔽壁	新設							
	配管遮蔽	新設							
	原子炉格納容器	既設							
	真空破壊弁(S/C→D/W)	既設							
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設							
	不活性ガス系配管・弁	既設							
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設 新設							
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	新設							
	防火水槽 ※1	新設							
	淡水貯水池 ※1	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
可搬型代替交流電源設備	新設								
代替所内電気設備	新設								
常設代替直流電源設備	新設								
燃料補給設備	既設 新設								

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

※2: 設備の設計の進捗にあわせて手順を整備した後、時間等を確認する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/4)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱	-	-	-	-	-	-
	よう素フィルタ	新設							
	代替格納容器圧力逃がし装置室空調	新設							
	フィルタ装置水位	新設							
	フィルタ装置入口圧力	新設							
	フィルタ装置出口放射線モニタ	新設							
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	新設							
	フィルタ装置水素濃度	新設							
	フィルタ装置スクラバ水pH	新設							
	ドレン移送ポンプ	新設							
	ドレンタンク	新設							
	遠隔手動弁操作設備	新設							
	薬液タンク	新設							
	ラプチャーディスク	新設							
	可搬型窒素供給装置	新設							
	原子炉格納容器	既設							
	真空破壊弁 (S/C→D/W)	既設							
	代替格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	防火水槽 ※1	新設							
淡水貯水池 ※1	新設								
常設代替交流電源設備	新設								
可搬型代替交流電源設備	新設								
代替所内電気設備	新設								
常設代替直流電源設備	新設								
燃料補給設備	既設 新設								
操作場	遠隔手動弁操作設備	新設	①④⑤ ⑥⑧⑭⑱	-	-	-	-	-	-
ガス(不活性)内の置換系統	可搬型窒素供給装置	新設	⑧ ⑪	-	-	-	-	-	-
	可搬型窒素供給装置接続口	新設							
	-	-							

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

※2: 設備の設計の進捗にあわせて手順を整備した後，時間等を確認する。

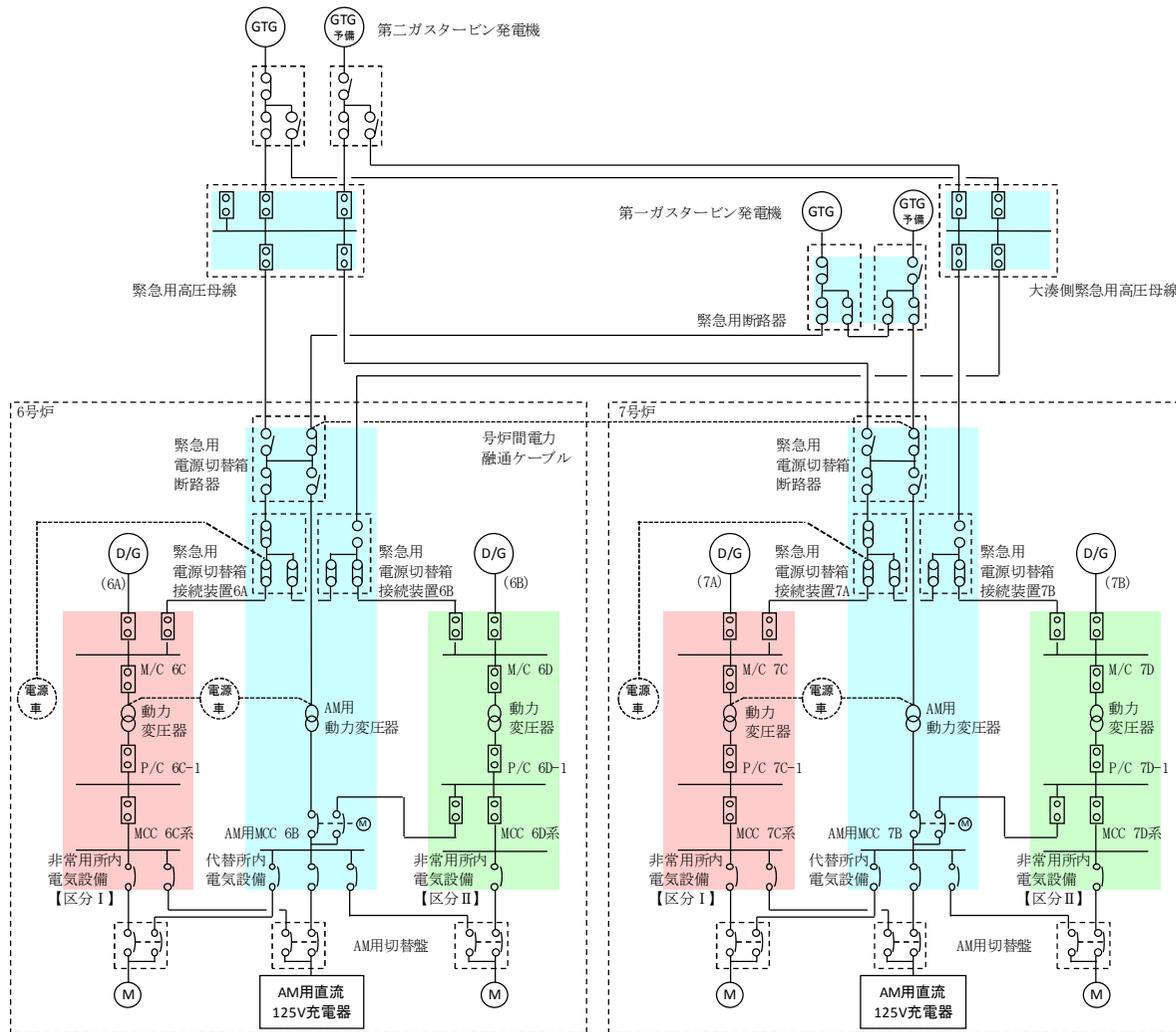
## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4/4)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
-	-	-	-	原子 炉格 納容 器負 圧破 損の 防 止	可搬型窒素ガス発生装置	可搬	※2	※2	※2
					ホース	可搬			
					可燃性ガス濃度制御系配管・弁	常設			
					-	-			
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ	既設	① ② ⑧ ⑨	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	代替循環冷却系配管・弁	新設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	既設							
	高压炉心注水系配管・弁	既設							
	復水補給水系配管・弁	既設							
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設							
	格納容器下部注水系配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	代替原子炉補機冷却系	新設							
	海水貯留堰	新設							
	スクリーン室	既設							
	取水路	既設							
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	新設							
	ホース	新設							
	防火水槽 ※1	新設							
	淡水貯水池 ※1	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
代替所内電気設備	新設								
燃料補給設備	既設 新設								

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

※2:設備の設計の進捗にあわせて手順を整備した後，時間等を確認する。



※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

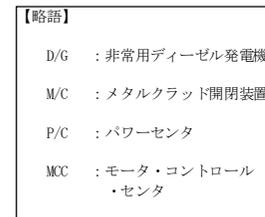
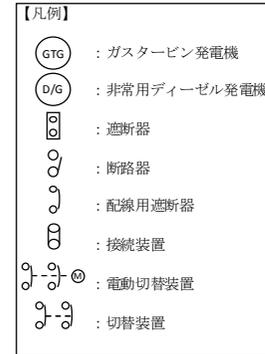


図1 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

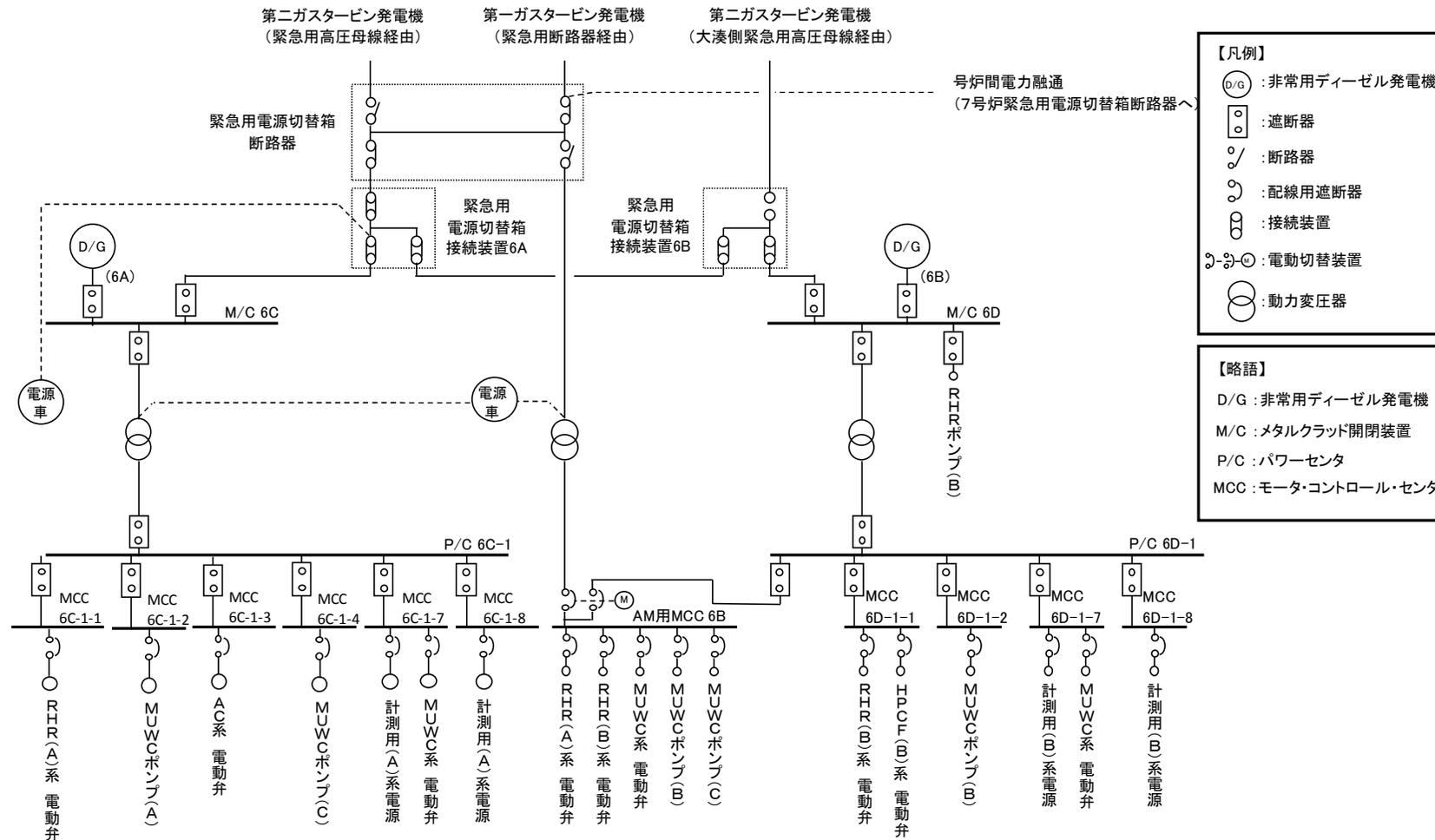


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

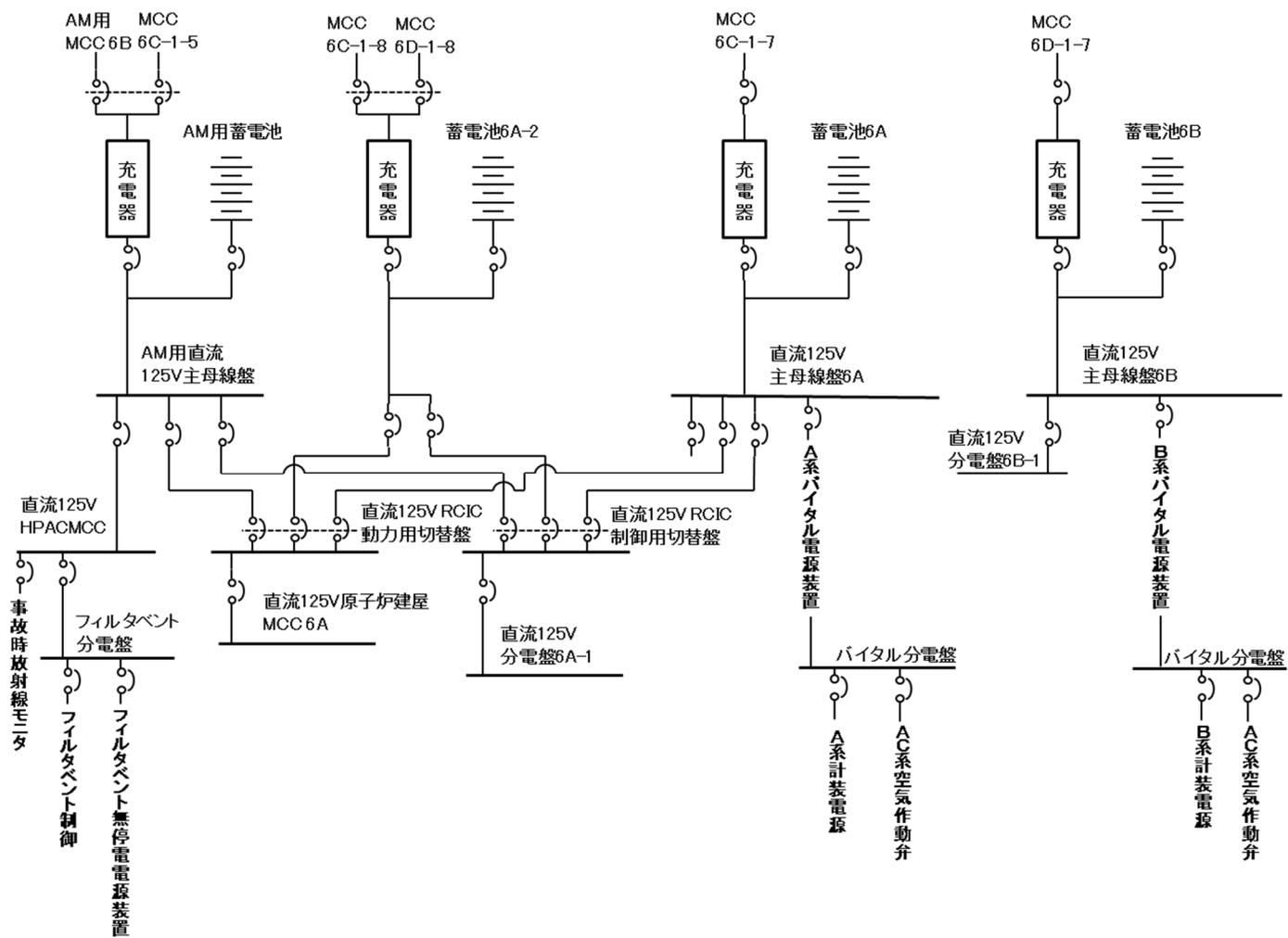


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 直流電源)

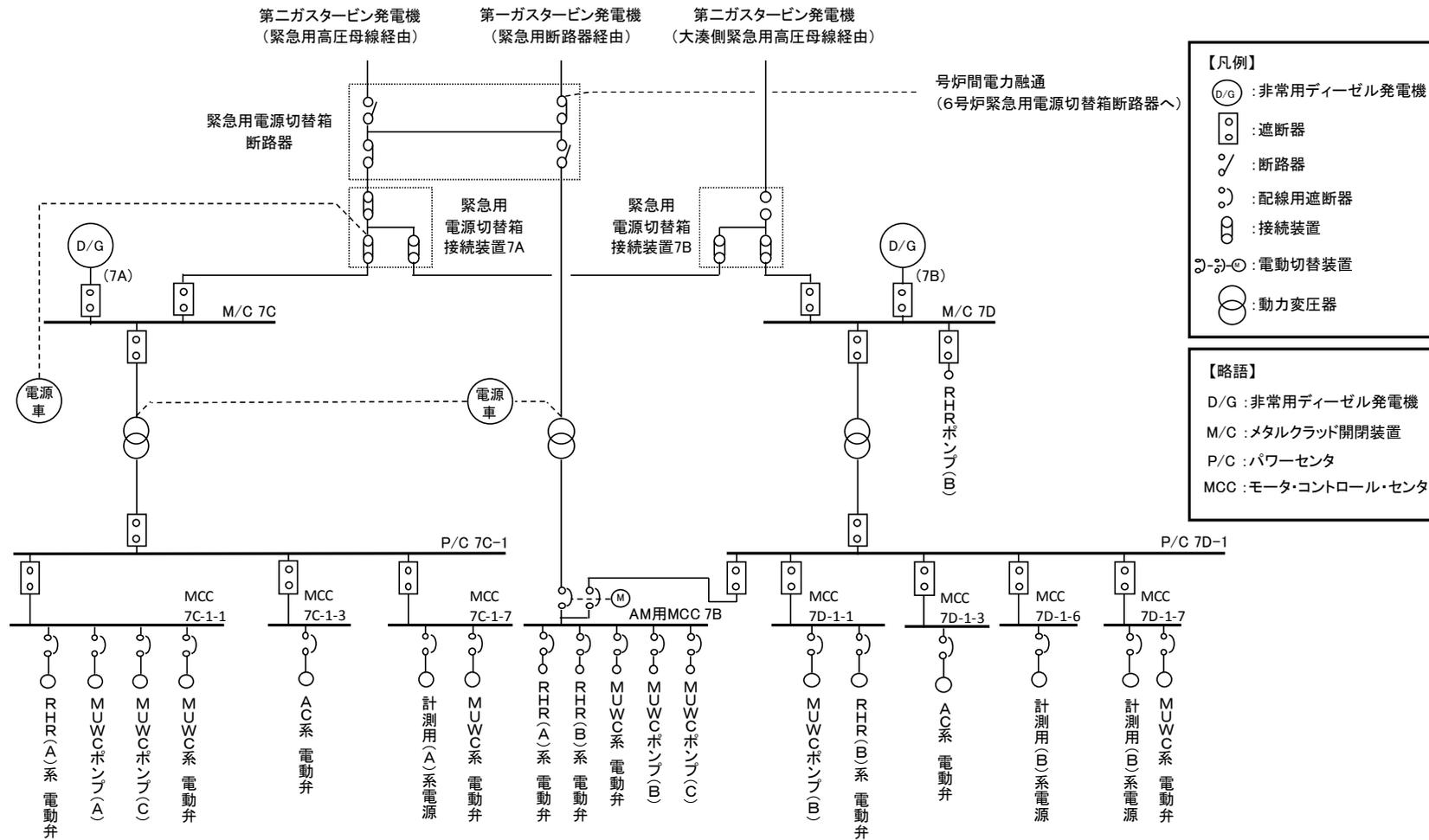


図4 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

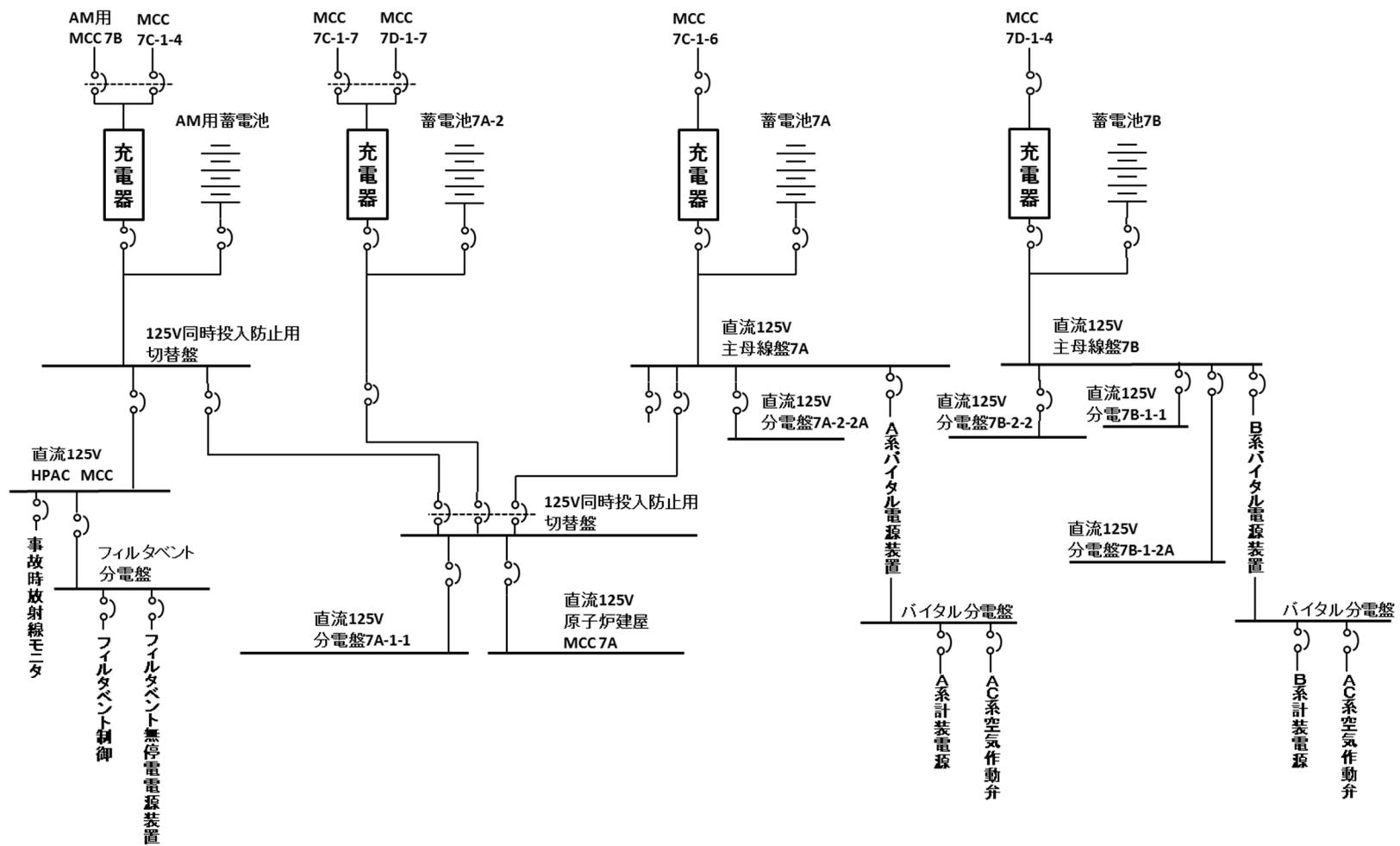


図5 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 直流電源)

## 重大事故対策の成立性

## 1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

## (1) 交流動力電源確立時

## a. 操作概要

炉心損傷時に原子炉格納容器内の減圧及び除熱を格納容器圧力逃がし装置を使用して行う。交流電源確立時は必要な電動弁の受電操作を実施後、遠隔手動弁操作設備の操作により原子炉格納容器ベントを行う。

## b. 作業場所

電源確保	原子炉建屋	地下1階(非管理区域)
W/W ベント	原子炉建屋	地下1階(非管理区域)
D/W ベント	原子炉建屋	地上2階(非管理区域)

## c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な要員数(4名)、所要時間(70分)のうち、電源の受電操作及び空気作動弁の遠隔手動弁操作設備の操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

なお、W/W ベントに必要な所要時間、D/W ベントに必要な所要時間は同一時間とする。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 電源受電操作 30分(実績時間:24分)

遠隔手動弁操作設備による原子炉格納容器ベント操作  
40分

(実績時間: 不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁の全開操作を実施する場合 21分)

(実績時間: 不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁の全開操作を実施する場合 17分)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、二次格納施設外に設置している。また、原子炉格納容器

ベント操作後の汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の受電操作であるため, 容易に実施可能である。  
遠隔手動弁操作設備の操作についても, 操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため, 容易に実施可能である。  
操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認



原子炉格納容器ベント操作(遠隔手動弁操作設備)

## (2) 全交流動力電源喪失時

### a. 操作概要

炉心損傷時に原子炉格納容器内の減圧及び除熱を格納容器圧力逃がし装置を使用して行う。交流電源喪失時は遠隔手動弁操作設備の操作により原子炉格納容器ベント操作を行う。

### b. 作業場所

系統構成	原子炉建屋	地上 4 階, 地上 3 階(管理区域)
W/W ベント	原子炉建屋	地上中 3 階, 地下 1 階(非管理区域)
D/W ベント	原子炉建屋	地上中 3 階, 地上 2 階(非管理区域)

### c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な要員数(6名)、所要時間(90分)のうち、電動弁、空気作動弁の遠隔手動弁操作設備の操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

なお、W/W ベントに必要な所要時間、D/W ベントに必要な所要時間は同一時間とする。

必要要員数 : 4名(現場運転員 4名)

所要時間目安: 系統構成(二次格納容器施設内) 35分

(二次格納容器施設外) 15分(実績時間: 13分)

遠隔手動弁操作設備による原子炉格納容器ベント操作  
40分

(実績時間: 不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁の全開  
操作を実施する場合 21分)

(実績時間: 不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁の全開  
操作を実施する場合 17分)

### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、二次格納施設外に設置している。また、原子炉格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面

マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

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の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



系統構成(遠隔手動弁操作設備)



ベント操作(遠隔手動弁操作設備)

## 2. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

### a. 操作概要

原子炉格納容器ベント操作中におけるフィルタ装置水位調整のため、フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りを実施する。

### b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

### c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(緊急時対策要員2名)

所要時間目安: 60分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており, 夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり, 操作に必要な工具はなく, 容易に実施可能であるため, 通常の弁操作と同様である。  
また, 遠隔手動弁操作設備による弁操作についても, 操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

## 3. フィルタ装置水位調整(水張り)

## a. 操作概要

原子炉格納容器ベント操作時又は原子炉格納容器ベント停止時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため、フィルタ装置の水張りによるフィルタ装置の水位調整を行う。

## b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

## c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置水位調整(水張り)に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「防火水槽を水源とした場合」4名(緊急時対策要員4名)

「淡水貯水池を水源とした場合」6名(緊急時対策要員6名)

所要時間目安: 「防火水槽を水源とした場合」130分

(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

「淡水貯水池を水源とした場合」160分

(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計, ガラスバッチ, 帽子, 綿手袋, ゴム手袋, 靴下, 汚染区域用靴となるが, 緊急時対策本部の指示により, 作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール, アノラック, 全面マスク, チャコールフィルタ, セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており, 夜間においても接近可能である。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 送水ホースの接続は, 汎用の結合金具(オス・メス)であり, 容易に実施可能であり, 必要な工具はない。

また, 弁の開閉操作についても, 必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には, 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:通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

#### 4. フィルタ装置水位調整(水抜き)

##### a. 操作概要

原子炉格納容器ベント操作時又は原子炉格納容器ベント停止時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため水抜きによる水位調整を行う。

##### b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

##### c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置水位調整(水抜き)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(緊急時対策要員2名)

所要時間目安: 135分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

##### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計, ガラスバッチ, 帽子, 綿手袋, ゴム手袋, 靴下, 汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール, アノラック, 全面マスク, チャコールフィルタ, セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作, ならびに通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に実施可能である。また、作業に必要な工具はない。  
作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

5. 格納容器圧力逃がし装置停止後の N<sub>2</sub> パージ

## a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後は、配管内に残留する水素ガスによる燃焼防止と、残留凝縮による配管内の負圧防止のため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素供給装置にて行い、当該装置を格納容器圧力逃がし装置にホースで接続し、窒素供給弁を操作することでパージを行う。

## b. 作業場所

原子炉建屋 南側ヤード(屋外)

原子炉建屋 地上3階 南側通路(非管理区域)

## c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置停止後の N<sub>2</sub> パージに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 7名(中央制御室運転員1名、緊急時対策要員6名)

(※1.7.3-7とあわせて合計7名の必要要員数とする)

所要時間目安: 240分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 送気ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。  
また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作

と同様である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースがある。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



N<sub>2</sub>パーージ操作

## 6. 格納容器圧力逃がし装置計装(サンプリングポンプ起動)

### a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージ中、装置内の水素濃度を測定するため、格納容器ベントライン水素サンプリングラックにてサンプリングポンプを起動する。

### b. 作業場所

原子炉建屋 地上 3 階(非管理区域)

### c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置計装(サンプリングポンプ起動)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(緊急時対策要員 2 名)

所要時間目安:180 分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

### d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は通常、汚染の恐れのない二次格納施設外にて行うが、原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路:車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に実施可能である。また、操作に必要な工具はない。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

## 7. フィルタ装置スクラバ水 pH 調整

### a. 操作概要

排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置の水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水の pH が規定値よりも低くなった場合に薬液を注入する。

### b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

### c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラバ水 pH 調整に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 7 名(中央制御室運転員 1 名, 緊急時対策要員 6 名)

所要時間目安: 90 分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計, ガラスバッチ, 帽子, 綿手袋, ゴム手袋, 靴下, 汚染区域用靴となるが, 緊急時対策本部の指示により, 作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール, アノラック, 全面マスク, チャコールフィルタ, セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており, 夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : ホースの接続は, 汎用の結合金具(オス・メス)であり, 容易に実施可能である。作業エリア周辺には, 支障となる設備はなく, 十分な作業スペースがある。本操作で必要となる工具は, 空気圧縮機, 補給ポンプ等とともに作業エリア近傍(フィルタベント遮蔽壁内(附室))に配備する。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策

本部及び中央制御室に連絡する。

## 8. ドレン移送ライン N<sub>2</sub> パージ

### a. 操作概要

フィルタ装置水位調整(水抜き)・ドレンタンク水抜き後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、フィルタ装置排水ラインの窒素ガスによるパージを実施する。

### b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

### c. 必要要員数及び操作時間

ドレン移送ラインの N<sub>2</sub> パージに必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名(緊急時対策要員 2 名)

所要時間目安: 100 分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計, ガラスバッチ, 帽子, 綿手袋, ゴム手袋, 靴下, 汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール, アノラック, 全面マスク, チャコールフィルタ, セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 送気ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。

また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策

本部及び中央制御室に連絡する。

## 9. ドレンタンク水抜き

### a. 操作概要

ドレンタンクが水位高に達した場合、よう素フィルタの機能維持のため、ドレン移送ポンプを使用してドレンタンク内の凝縮水を排水する。

### b. 作業場所

原子炉建屋 南東側ヤード フィルタベント遮蔽壁周辺(屋外)

### c. 必要要員数及び操作時間

ドレンタンク水抜きに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(緊急時対策要員 2名)

所要時間目安: 105分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型 LED 照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。  
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作、ならびに通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に実施可能である。また、操作に必要な工具はない。  
作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

10. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 交流動力電源確立時

a. 操作概要

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作に必要な電動弁の電源確保を行う。

b. 作業場所(設置場所未確定)

原子炉建屋(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な要員数(4名), 所要時間(25分)のうち, 電源確保に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 15分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから, 放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であり, 容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

## (2) 全交流動力電源喪失時

### a. 操作概要

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作を現場にて行う。交流電源喪失時は遠隔手動弁操作設備の操作により系統構成を行う。

### b. 作業場所(設置場所未確定)

原子炉建屋(非管理区域)

### c. 必要要員数及び操作時間

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な要員数(4名), 所要時間(40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2名)

所要時間目安: 系統構成 35分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため  
実績時間なし)

### d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。現場運転員の放射線防護を考慮し, 遠隔手動弁操作設備エリアは, 二次格納施設外に設置している。また, 原子炉格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

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の操作については, 操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため, 容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。

## 11. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

## a. 操作概要

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備として、電動弁操作盤による系統構成ならびに、復水補給水水源を復水貯蔵槽からサプレッション・チェンバ・プール水へ切り替えることにより水源を確保する。復水移送ポンプ停止前の操作を系統構成(1)、停止後の操作を系統構成(2)とする。

## b. 作業場所

原子炉建屋 地上 3 階(非管理区域)

廃棄物処理建屋 地下 3 階(管理区域)

## c. 必要要員数および操作時間

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な要員数(6名)、所要時間(90分)のうち、サプレッション・チェンバ・プール水水源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名(現場運転員 4名)

所要時間目安: 系統構成(1) 管理区域 60分(実績時間: 54分)

非管理区域 40分(実績時間: 設備設置工事のため実績時間なし)

系統構成(2) 管理区域 15分(実績時間: 15分)

非管理区域 5分(実績時間: 設備設置工事のため実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。管理区域においても汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり，容易に実施可能である。

操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

また操作はすべて二次格納施設外である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



復水貯蔵槽出口ライン隔離



復水移送ポンプミニフローライン隔離

## 12. 格納容器内 pH 制御

## a. 操作概要

復水移送ポンプ吸込配管に薬液(水酸化ナトリウム)を注入し、格納容器スプレイ配管から原子炉格納容器内に注入することで、S/P 水の酸性化を防止し原子炉格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減させる。

## b. 作業場所

廃棄物処理建屋 地下3階，地上中1階，地上2階(管理区域)

## c. 必要要員数および操作時間

格納容器内 pH 制御に必要な要員数(4名)，所要時間(格納容器スプレイ(S/P)による薬液注入開始：30分，格納容器スプレイ(D/W)による薬液注入開始：65分，格納容器下部注水による薬液注入開始：100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。

※薬液注入箇所を選択し，実施した場合それぞれ30分。

必要要員数：2名(現場運転員2名)

所要時間目安：系統構成 25分(実績時間：当該設備は設置工事中のため  
実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境：バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路：バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり，容易に実施可能である。

また操作はすべて二次格納施設外である。

連絡手段：通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

解釈一覧  
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容		解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)交流動力電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	iii. フィルタ装置水位調整(水張り)	フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合	フィルタ装置の水位が1000mm(通常水位)を下回ると判断した場合
		iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)	フィルタ装置の水位が上限水位に到達, 又は <b>フィルタ装置</b> 金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合	フィルタ装置の水位が 2200mmに到達, 又は <b>フィルタ装置</b> 金属フィルタの差圧が <input type="text"/> に到達すると判断した場合
		vi. フィルタ装置スクラパ水pH調整	フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し, <b>排水を行った</b> 場合	フィルタ装置の水位が2200mmに到達すると判断し, <b>排水を行った</b> 場合
		vii. ドレン移送ラインN <sub>2</sub> パージ手順	ドレンタンク水抜き完了後	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁[T61-F209]の「全閉」操作 <b>完了</b> 後
		viii. ドレンタンク水抜き	ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合	ドレンタンクの水位が 3000mmに到達すると判断した場合

操作手順の解釈一覧(1/8)

手順	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	i 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
	非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	FCVS制御盤	H11-P659
	フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が1000～1500mm
	格納容器補助盤	H11-P657
	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁	T22-M0-F004A/B
	非常用ガス処理系出口Uシール元弁	T22-M0-F511
	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
	不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
	不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070
	静的触媒式水素再結合器の機能が発揮されていない場合	静的触媒式水素再結合器動作監視装置の入口と出口の温度差が60℃以下の場合
	静的触媒式水素再結合器が動作している場合	静的触媒式水素再結合器動作監視装置の入口と出口の温度差が100℃以上の場合
不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022	
不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019	
不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070	

操作手順の解釈一覧(2/8)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ii. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁 T61-F502A又はT61-F502B
		FCVSフィルタベント装置遮へい壁内側ドレン弁 T61-F501	
		FCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁 T61-F212	
		iii. フィルタ装置水位調整(水張り)	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁 T61-F102
			FCVS計器ラック H22-P910
			フィルタ装置水位 T61-LI-002及びT61-LI-003
		規定水位 通常水位範囲内である1000～1500mm	
		iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)	FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁 T61-F210
			FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁 T61-F211
			フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁 T61-F209
	FCVS現場制御盤 H21-P917及びH21-P918		
	ポンプ吐出側流量 T61-FI-001A/B		
	ポンプ吐出側流量を必要流量に調整 ポンプ吐出側流量を約10m <sup>3</sup> /hに調整		
	FCVS計器ラック H22-P910		
	フィルタ装置水位 T61-LI-002及びT61-LI-003		
	通常水位に到達した事を確認 1000mmに到達した事を確認		
	v. 格納容器圧力逃がし装置停止後のN <sub>2</sub> パージ手順		原子炉建屋非管理区域内サンプリングラック H22-P912及びH22-P913-1
		フィルタ装置水素濃度 T61-H2E-001及びT61-H2E-002	
		FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N <sub>2</sub> パージ用元弁 T61-F205	
		窒素ガスの注入を実施 可搬型窒素供給装置流量《約70Nm <sup>3</sup> /h》において、3時間以上の注入を実施	
可搬型窒素供給装置からの窒素注入の完了 3時間			
FCVS制御盤 H11-P659			
水素濃度が許容濃度以下 水素濃度が2%以下			

操作手順の解釈一覧(3/8)

手順	操作手順記載内容	解釈		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整		
		フィルタバント装置pH入口止め弁	T61-F715	
		フィルタバント装置pH出口止め弁	T61-F716	
		FCVS制御盤	H11-P659	
		スクラバ水pH	T61-pHIT-001	
		フィルタ装置水位	T61-LI-002及びT61-LI-003	
		FCVSフィルタバント装置 給水ライン元弁	T61-F102	
		pHが規定値		
		vii. ドレン移送ラインN2パージ手順	FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210
			FCVSフィルタバント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211
	FCVSフィルタバント装置ドレンラインN2パージ用元弁		T61-F213	
	viii. ドレンタンク水抜き	ドレン移送ライン圧力	T61-PI-012	
		フィルタバント現場制御盤	H21-P917及びH21-P918	
		FCVSフィルタバント装置遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501	
		FCVSフィルタバント装置ドレンタンク出口止め弁	T61-F521	
		FCVSフィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210	
		FCVS フィルタバント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211	
		FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209	
		ポンプ吐出側流量	T61-FI-001A/B	
		ポンプ吐出側流量を必要流量に調整	ポンプ吐出側流量を約10m3/hに調整	
		FCVS計器ラック	H22-P910	
ドレンタンク水位	T61-LS-010			

操作手順の解釈一覧(4/8)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	i. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	制御盤 フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内 盤名称, 番号未定 フィルタ装置水位指示値が1000~1500mm
			D/W側第一隔離弁 弁名称, 番号未定
			D/W側第二隔離弁 弁名称, 番号未定
			S/C側第二隔離弁 弁名称, 番号未定
			S/C側第一隔離弁 弁名称, 番号未定
			静的触媒式水素再結合器の機能が発揮されていない場合 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の入口と出口の温度差が60℃以下の場合
			静的触媒式水素再結合器が動作している場合 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の入口と出口の温度差が100℃以上の場合
			iii. フィルタ装置水位調整(水張り) フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前 フィルタ装置の水位が1000mmを下回り500mmに到達する前
			iv. フィルタ装置水位調整(水抜き) フィルタ装置の水位が上限水位に到達 フィルタ装置の水位が2200mmに到達 フィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達 フィルタ装置金属フィルタの差圧が <input type="text"/> に到達
			vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整 pHが規定値 <input type="text"/>

操作手順の解釈一覧(5/8)

手順	c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器補助盤	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順		格納容器補助盤	H11-P657	
		復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029	
		復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	P13-F001	
		高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一、第二元弁	E22-F028, F029	
		復水補給水系復水移送ポンプミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008A, F008B, F008C	
		復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	P13-F021	
		復水補給水系常/非常用連絡管第一、第二止め弁	P13-F019, F020	
		電動弁操作盤	H21-P092B	
		残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	E11-M0-F004A	
		サプレッションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-M0-F010	
		残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-M0-F021B	
		残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-M0-F004B	
		残留熱除去系S/Pスプレー注入隔離弁(B)	E11-M0-F019B	
		残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-005A	
		残留熱除去系(A)注入ライン洗浄水止め弁	E11-M0-F032A	
		残留熱除去系(B)注入ライン洗浄水止め弁	E11-M0-F032B	
		高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁	E22-F030	
		残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-M0-F061	
		残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-M0-F062	
		原子炉への注水が開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認	原子炉への注水が開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇( <input type="text"/> 以上)、残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇(～90m <sup>3</sup> /h)及び原子炉水位指示値の上昇により確認	
		格納容器スプレーが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認	格納容器スプレーが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇( <input type="text"/> 以上)、残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇(～140m <sup>3</sup> /h)、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認	
		残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B	
		残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B	
残留熱除去系S/Pスプレー注入隔離弁(B)	E11-M0-F019B			
復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁	P13-M0-F095			
復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁	P13-M0-F094			
原子炉格納容器下部への注水されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、格納容器下部注水流量指示値の上昇により確認	原子炉格納容器下部への注水されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇( <input type="text"/> 以上)、格納容器下部注水流量指示値の上昇(～50m <sup>3</sup> /h)により確認			
格納容器スプレーが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認	格納容器スプレーが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇( <input type="text"/> 以上)、残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇(～140m <sup>3</sup> /h)、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認			

操作手順の解釈一覧(6/8)

手順	d. 格納容器内pH制御	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順		残留熱除去系S/Pスプレー注入隔離弁(B)	E11-M0-F019B
		復水移送ポンプ吸込配管注入弁	P13-M0-F142
		残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	E11-M0-F032B
		残留熱除去系(B)注入配管流量指示値が規定値となるように	残留熱除去系(B)注入配管流量指示値にて140m <sup>3</sup> /hになるように
		復水補給水系ポンプミニマムフロー戻り弁	P13-F009
		薬液注入タンク出口弁	P16-M0-F002
		薬液タンク水位	P16-LI-200A/B
		規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後	(6号炉) <input type="checkbox"/> 注入されたことを薬液タンク水位にて確認後 (7号炉) <input type="checkbox"/> 注入されたことを薬液タンク水位にて確認後
		残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B
		残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B
		規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後	(6号炉) <input type="checkbox"/> 注入されたことを薬液タンク水位にて確認後 (7号炉) <input type="checkbox"/> 注入されたことを薬液タンク水位にて確認後
		復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁	P13-M0-F095
		復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁	P13-M0-F094
格納容器下部注水流量指示値が規定値となるように	格納容器下部注水流量指示値が90m <sup>3</sup> /hとなるように		
規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後	(6号炉) <input type="checkbox"/> 注入されたことを薬液タンク水位にて確認後 (7号炉) <input type="checkbox"/> 注入されたことを薬液タンク水位にて確認後		

操作手順の解釈一覧(7/8)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	i. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	
		非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁	T22-M0-F004A/B
		非常用ガス処理系出口Uシール元弁	T22-M0-F511
		非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
		換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
		FCVS制御盤	H11-P659
		フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が1000~1500mm
		耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
		不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070
		PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-F072
		静的触媒式水素再結合器の機能が発揮されていない場合	静的触媒式水素再結合器動作監視装置の入口と出口の温度差が60℃以下の場合
		静的触媒式水素再結合器が動作している場合	静的触媒式水素再結合器動作監視装置の入口と出口の温度差が100℃以上の場合
		不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
		不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019
		iii. フィルタ装置水位調整(水張り)	フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前
iv. フィルタ装置水位調整(水抜き)	フィルタ装置の水位が上限水位に到達	フィルタ装置の水位が2200mmに到達	
	フィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達	フィルタ装置金属フィルタの差圧が [ ] に到達	
vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整	pHが規定値	[ ]	

操作手順の解釈一覧(8/8)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	i. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	制御盤 盤名称, 番号未定
			フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内 フィルタ装置水位指示値が1000~1500mm
			D/W側第一隔離弁 弁名称, 番号未定
			D/W側第二隔離弁 弁名称, 番号未定
			S/C側第二隔離弁 弁名称, 番号未定
			S/C側第一隔離弁 弁名称, 番号未定
			静的触媒式水素再結合器の機能が発揮されていない場合 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の入口と出口の温度差が60℃以下の場合
			静的触媒式水素再結合器が動作している場合 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の入口と出口の温度差が100℃以上の場合
			iii. フィルタ装置水位調整(水張り) フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前 フィルタ装置の水位が1000mmを下回り500mmに到達する前
			iv. フィルタ装置水位調整(水抜き) フィルタ装置の水位が上限水位に到達 フィルタ装置の水位が2200mmに到達 フィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達 フィルタ装置金属フィルタの差圧が [ ] に到達
	vi. フィルタ装置スクラバ水pH調整 pHが規定値 [ ]		

## 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

### < 目 次 >

#### 1.10.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

###### (a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止

###### (b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

###### (c) 水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止

###### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### b. 手順等

#### 1.10.2 重大事故等時の手順

##### 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

###### (1) 原子炉ウエル注水

###### a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエル注水（淡水／海水）

###### b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウエル注水

##### 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順

###### (1) 原子炉建屋内の水素濃度監視

###### (2) 原子炉建屋トップベント

##### 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を

代替電源設備から給電する手順

##### 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

##### 1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

- 添付資料 1.10.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.10.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.10.3 重大事故対策の成立性
  - 1. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエル注水(淡水/海水)
  - 2. サプレッションプール浄化系による原子炉ウエル注水
  - 3. 原子炉建屋トップベント
- 添付資料 1.10.4 解釈一覧
  - 1. 操作手順の解釈一覧
  - 2. 操作の成立性の解釈一覧

## 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

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設(以下「原子炉建屋等」という。)の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷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) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
  - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止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。

## 1.10.1 対応手段と設備の選定

### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止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。

また、原子炉格納容器外への水素ガスの漏えいを抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十三条及び技術基準規則第六十八条（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、重大事故等対処設備及び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

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.10.1 に整理する。

#### a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

##### (a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止

##### i. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合に、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお、静的触媒式水素再結合器は触媒反応により受動的に起動する

設備であり、[運転員による](#)起動操作は必要としない。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素再結合器
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

## ii. 原子炉建屋内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋内の水素濃度の変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度監視設備により測定し、監視する手段がある。

原子炉建屋内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉建屋水素濃度

上記設備は二次格納施設内に7個（そのうち、[原子炉建屋](#)オペレーティングフロアに2個）設置している。

## iii. 代替電源による必要な設備への給電

上記「[1.10.1\(2\)a.\(a\) i. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制](#)」及び「[1.10.1\(2\)a.\(a\) ii. 原子炉建屋内の水素濃度監視](#)」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替直流電源設備

また、[上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。](#)

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備

## (b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等の水素爆発を防止する手段がある。

### i. 格納容器頂部注水系による[原子炉ウェルへの注水](#)

防火水槽又は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により原子炉ウェルへ注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガスの漏えいを抑制する。

格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・ホース
- ・ウェル接続口
- ・格納容器頂部注水系配管・弁
- ・燃料プール冷却浄化系配管・弁
- ・原子炉ウェル
- ・燃料補給設備

なお、格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

## ii. サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水

サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルへ注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガスの漏えいを抑制する。

サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・サプレッションプール浄化系ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・サプレッションプール浄化系配管・弁
- ・燃料プール冷却浄化系配管・弁
- ・原子炉ウェル
- ・原子炉補機冷却系 (6号炉のみ)

なお、7号炉のサプレッションプール浄化系ポンプ及びモータは空冷式の設備であるため、原子炉補機冷却系による冷却が不要である。

(c) 水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止

i. 原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出

原子炉建屋内に水素ガスが漏えいし、原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋トップベントを開放し、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出することで水素ガスの建屋内滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋トップベント
- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ホース
- ・放水砲
- ・燃料補給設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置、原子炉建屋水素濃度、常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型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1.10.1）

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止することができる。

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

- ・原子炉ウェルへ注水するための設備（格納容器頂部注水系、サプレッションプール浄化系）

原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制できることから有効である。

- ・原子炉建屋トップベント  
原子炉建屋オペレーティングフロア天井部を開放する操作であり

放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合において、水素ガスを排出することで建屋内の滞留を防止する手段の一つとして有効である。

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下、「SOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表1. 10. 1）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（表1. 10. 2，表1. 10. 3）。

（添付資料1. 10. 2）

## 1.10.2 重大事故等時の手順

### 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

#### (1) 原子炉ウェル注水

##### a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

##### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の温度上昇が継続している場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2: 設備に異常がなく、燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

##### (b) 操作手順

格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.10.1及び図1.10.2に、概要図を図

1.10.3に、タイムチャートを図1.10.4に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水準備として可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置及びホース接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、格納容器頂部注水系による原子炉ウェル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 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の健全性確認、配置及びホースの展開・接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了を緊急時対策本部を經由し、当直長に報告する。

- ⑤ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水の開始を指示する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、緊急時ウェル注水ライン(南側)元弁又は(北側)元弁のどちらかの開操作にて必要流量に調整し、送水を開始したことを緊急時対策本部を経由し、当直長に報告する。
- ⑦ 中央制御室運転員Aは、原子炉ウェルへ注水が開始されたことを上部ドライウェル内雰囲気温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。
- ⑧ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を依頼する。

#### (c) 操作の成立性

防火水槽を水源とした格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水開始まで約80分で可能である。

また、淡水貯水池を水源とした格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水開始まで約110分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、放射線防護具及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

(添付資料 1.10.3-1)

#### b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、復水貯蔵槽を水源としてサプレッションプール浄化系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の温度上昇が継続している場合で、サプレッションプール浄化系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2: 設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。ただし、7号炉のサプレッションプール浄化系ポンプ及びモータは空冷式の設備であるため、補機冷却水による冷却が不要である。

(b) 操作手順

サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.10.1及び図1.10.2に、概要図を図1.10.5に、タイムチャートを図1.10.6に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にサプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員A及びBは、サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、サプレッションプール浄化系が使用可能か確認する。
- ④ 現場運転員C及びDは、サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水の系統構成として、燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁の全閉操作、燃料プール冷却浄化系ウェル再循

環弁の全開操作を実施し、当直副長にサプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水の準備完了を報告する。

- ⑤ 当直副長は、中央制御室運転員にサプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水の開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員A及びBは、サプレッションプール浄化系ポンプを起動し、速やかにサプレッションプール浄化系燃料プール注入弁の開操作にて、サプレッションプール浄化系系統流量指示値を必要流量に調整する。
- ⑦ 中央制御室運転員A及びBは、原子炉ウェルへの注水が開始されたことを上部ドライウェル内雰囲気温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に復水貯蔵槽補給の依頼をする。
- ⑧ 当直副長は、中央制御室運転員A及びBに原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を指示する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからサプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水開始まで約40分で可能である。

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

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

(添付資料1.10.3-2)

### 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順

#### (1) 原子炉建屋内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏れいする可能性があることから、原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度

(以下、「原子炉建屋内の水素濃度」という。)を監視する。また、静的触媒式水素再結合器の動作状況を確認するため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度を監視する。

また、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>

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

#### (b) 操作手順

原子炉建屋内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を指示する。  
また、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合には、非常用ガス処理系を停止するよう指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、原子炉建屋水素濃度による水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化する。また、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、原子炉建屋水素濃度指示値の上昇を確認した場合、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する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて確認及び対応を実施する。原子炉建屋の水素濃度の上昇を確認してから非常用ガス処理系の停止まで約3分で可能である。

## (2) 原子炉建屋トップベント

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋のトップベントを開放することにより、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部に滞留した水素ガスを建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。

また、原子炉建屋トップベントを開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する。なお、放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順については、「1. 12. 2. 1(1)a. 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

### a. 手順着手の判断基準

原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が3.5vol%を超えた場合。

### b. 操作手順

原子炉建屋トップベント操作の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.10.7に、概要図を図1.10.8に、タイムチャートを図1.10.9に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、原子炉建屋トップベントの実施を緊急時対策本部に依頼する。また、中央制御室運転員に原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度の継続的な監視を中央制御室運転員に指示する。
- ② 緊急時対策本部は、原子炉建屋トップベントの開放の開始を緊急時対策要員に指示する。
- ③ 緊急時対策要員は、工具の準備を実施し、原子炉建屋トップベントの開放の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ④ 緊急時対策本部は、原子炉建屋トップベントの開放の実施を緊急時対策要員に指示する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、原子炉建屋トップベントの開放を実施し、緊急時対策本部を経由して当直長に報告する。
- ⑥ 中央制御室運転員Aは、原子炉建屋トップベントの開放により原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の原子炉建屋水素濃度指示値が低下することを確認し、当直副長に報告する。

### c. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業開始を判断してから原子炉建屋トップベント開放まで約45分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，通信連絡設備を整備する。反力用フック及びトップベント開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け，レバーブロックの操作は容易に実施可能である。

また，ヘッドライト，懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。なお，放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備して作業を行う。

(添付資料 1.10.3-3)

#### 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

#### 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

復水貯蔵槽，防火水槽への水の補給手段及び水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水手順については，「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

サプレッションプール浄化系ポンプ，電動弁及び中操監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型直流電源設備，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)への燃料補給手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

放水砲を用いた原子炉建屋への放水については，「1.12 工場等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。

#### 1.10.2.5 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図1.10.10に示す。

### (1) 原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、サブプレッションプール浄化系が使用可能であればサブプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水を実施する。サブプレッションプール浄化系が使用不可能な場合は、格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水を実施する。この際の水源は防火水槽を優先し、防火水槽が使用不可能な場合は淡水貯水池を使用する。

### (2) 原子炉建屋内の水素濃度監視及び原子炉建屋トップベント

原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し、静的触媒式水素再結合器の動作状況を静的触媒式水素再結合器動作監視装置により監視する。

静的触媒式水素再結合器の動作により、原子炉建屋内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合は、水素ガスの発生源を断つため、原子炉格納容器ベント操作を実施する。それでもなお原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合は、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、原子炉建屋トップベントにより水素ガスの排出を実施する。

表 1.10.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	—	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	— ※1 重大事故等 対処設備
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	— 重大事故等 対処設備
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	— ※2 重大事故等 対処設備
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース ウエル接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」
		サブプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水	サブプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 原子炉補機冷却系 (6号炉のみ)	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1(損傷炉心への注水)」 「注水-4(長期のRPV破損後の注水)」 AM 設備別操作手順書 「原子炉ウエルへの注水(SPCU系の起動)」

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。  
 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※4: 手順は「1.12 工場等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。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止	—	原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	原子炉建屋トップベント 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）※4 ホース 放水砲 ※4 燃料補給設備 ※2	自主対策設備  多様なハザード対応手順「水素対策(トップベント)」

※1:静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4:手順は「1.12 工場等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。

表 1.10.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/2)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)		
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1)原子炉ウェル注水				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)  AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウェル注水」  多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 ・上部ドライウェル内雰囲気温度	
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 ・上部ドライウェル内雰囲気温度	
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	
	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1(損傷炉心への注水)」 「注水-4(長期のRPV 破損後の注水)」  AM 設備別操作手順書 「原子炉ウェルへの注水(SPCU 系の起動)」	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レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
原子炉格納容器内の温度			ドライウェル雰囲気温度 ・上部ドライウェル内雰囲気温度	
電源			M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
水源の確保			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	
操作		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 ・上部ドライウェル内雰囲気温度	
		補機監視機能	サプレッションプール浄化系系統流量	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	

## 監視計器一覧(2/2)

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)
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)原子炉建屋トップベント		
多様なハザード対応手順 「水素対策(トップベント)」	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
	操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下中2階 ・原子炉建屋地下2階

表 1.10.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p>	<p>常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電設備  AM用直流 125V</p>
	<p>原子炉建屋水素濃度</p>	<p>常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備  AM用直流 125V</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 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</p>

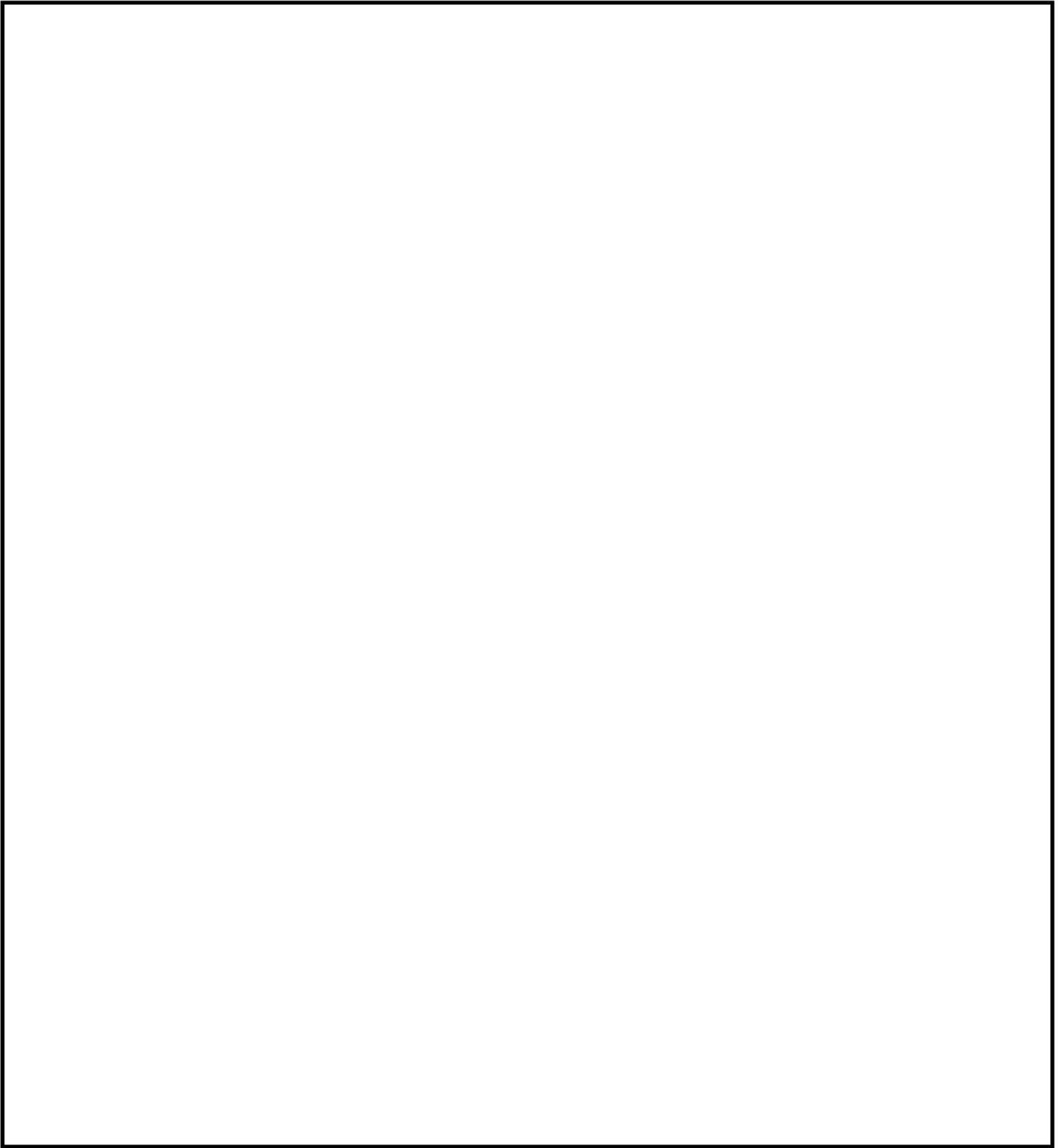


図 1.10.1 SOP 注水-1「損傷炉心への注水」における対応フロー

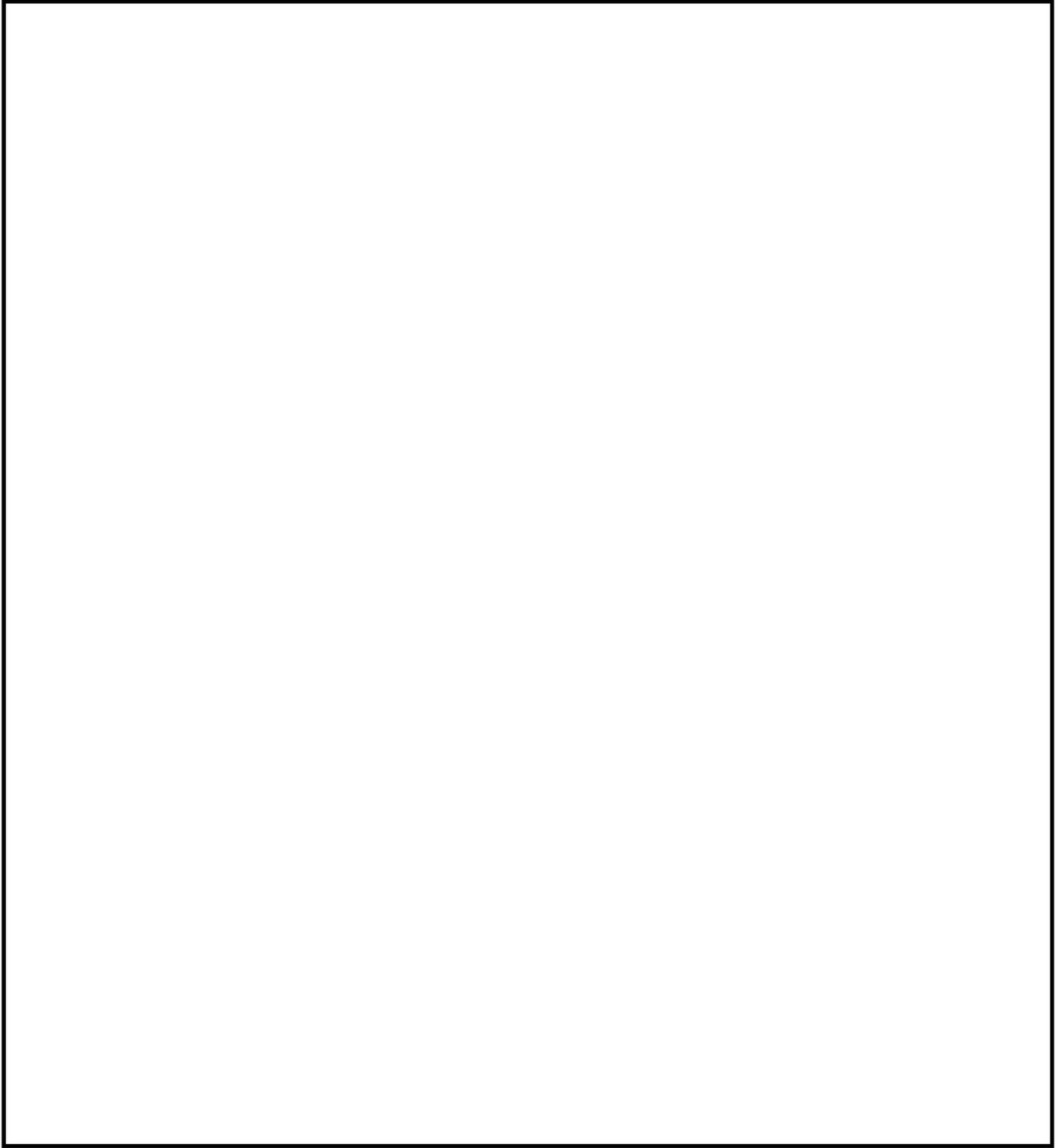
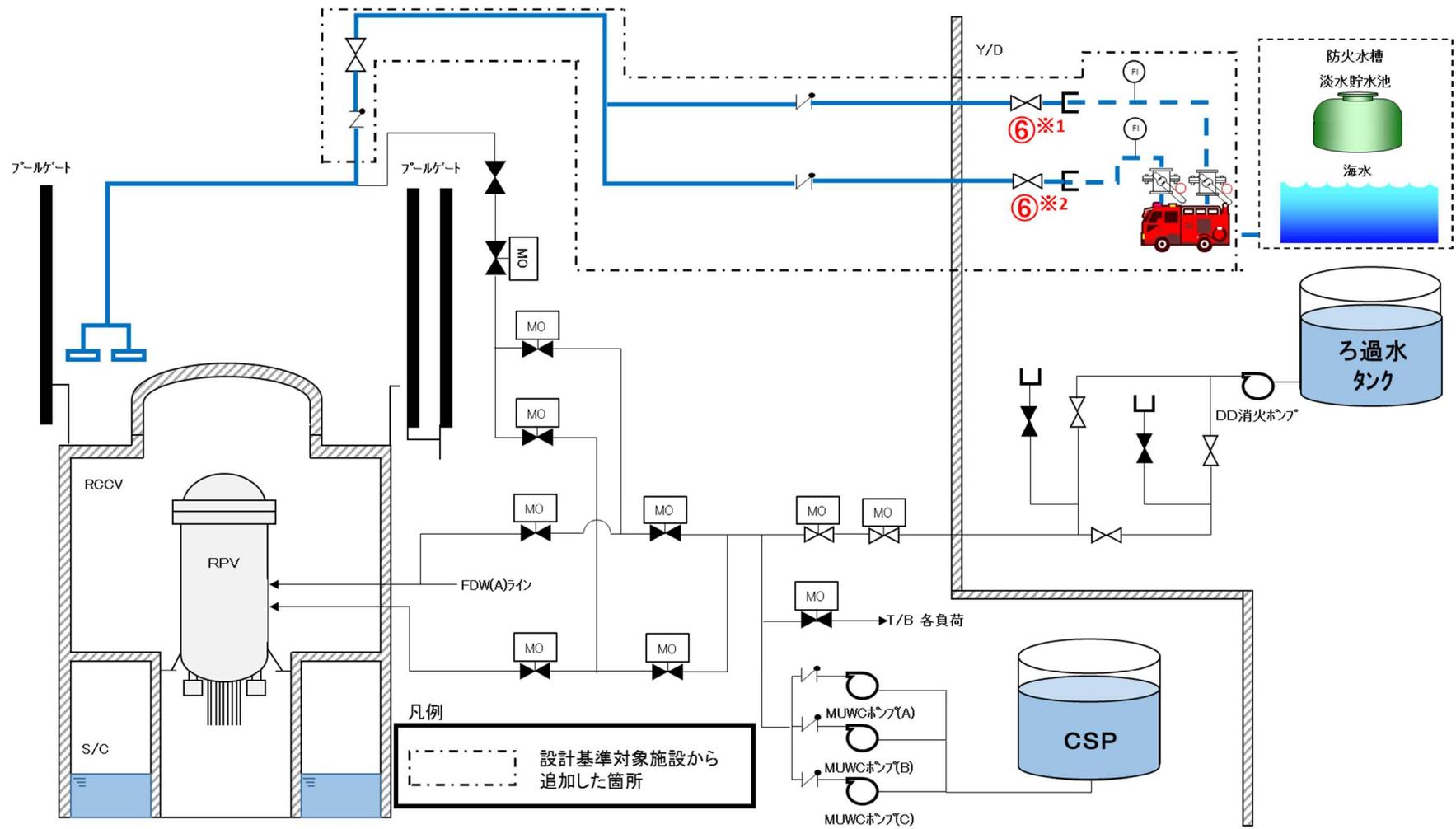


図 1.10.2 SOP 注水-4「長期 RPV 破損後の注水」における対応フロー



操作手順	弁名称
⑥※1	緊急時ウェル注水ライン(南側)元弁(A)
⑥※2	緊急時ウェル注水ライン(北側)元弁(B)

図 1. 10. 3 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水) 概要図

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90						
手順の項目	要員(数)	原子炉ウエル注水開始 80分 原子炉ウエル注水停止 170分														
格納容器頂部注水系による 原子炉ウエル注水 (淡水/海水) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員A	1	通信手段確保		上部ドライウエル内雰囲気温度確認											
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～大浜高台移動 ※													※荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。 原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量を注水後、ポンプ停止
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台の健全性確認													
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動～配置													
			送水準備(淡水または海水)													
			送水開始													

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、操作時間は約70分で可能である。

図 1.10.4 格納容器頂部注水系による原子炉ウエル注水(淡水/海水) タイムチャート(1/2)

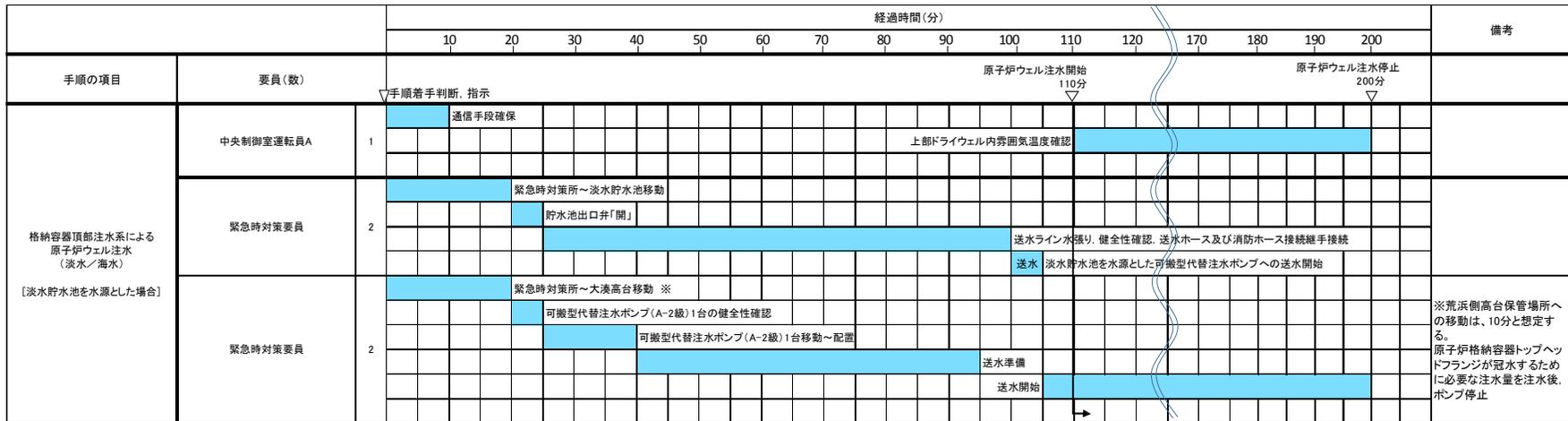
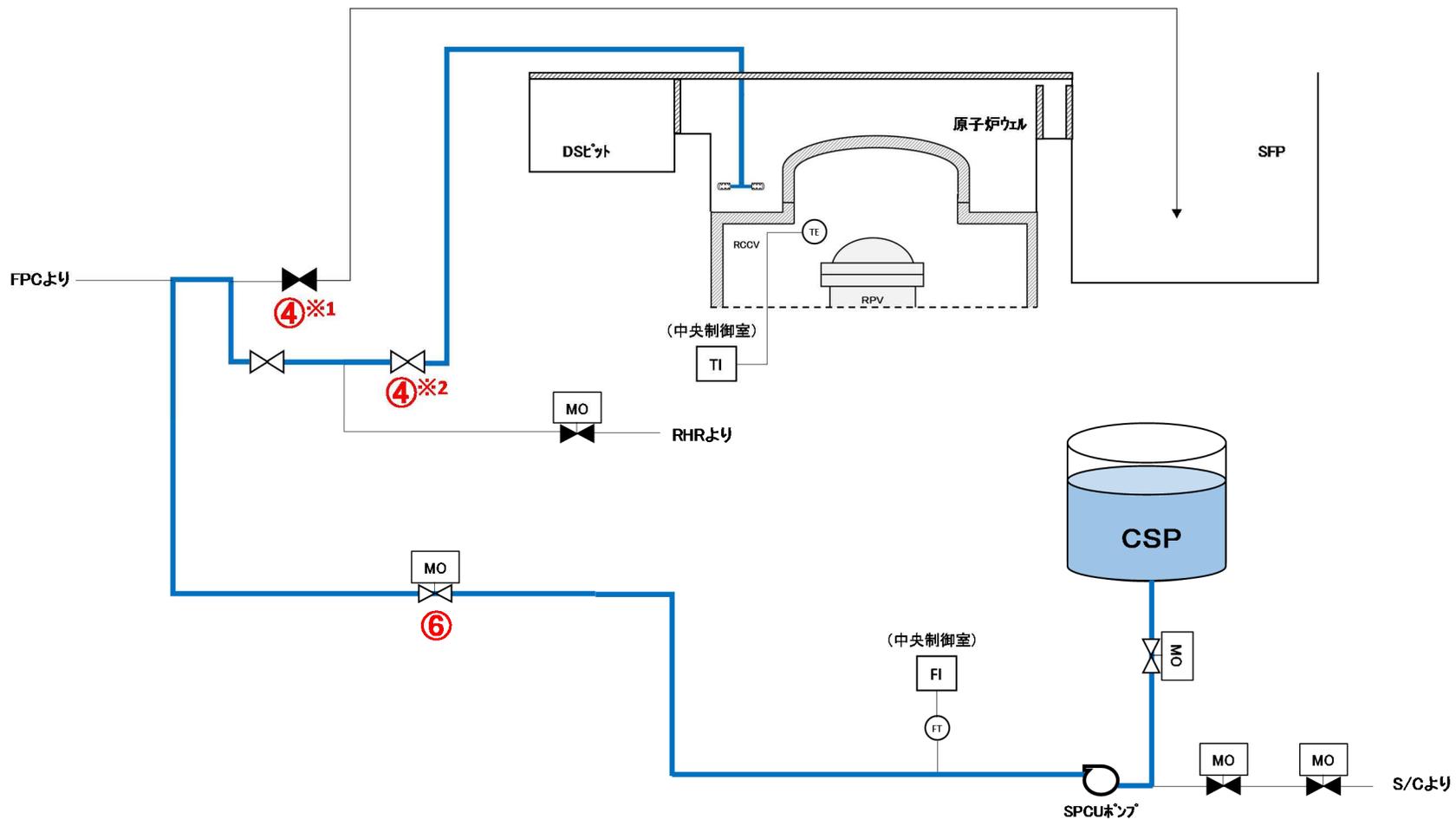


図 1.10.4 格納容器頂部注水系による原子炉ウエル注水(淡水/海水) タイムチャート(2/2)



操作手順	弁名称
④*1	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁
④*2	燃料プール冷却浄化系ウエル再循環弁
⑥	圧力抑制プール冷却浄化系燃料プール注入弁

図 1.10.5 サプレッションプール浄化系による原子炉ウエル注水 概要図

		経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40													
手順の項目	要員(数)	▽手順着手判断, 指示																
サブレーションプール浄化系による 原子炉ウエル注水	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保			ポンプ起動, 注水開始						上部ドライウエル内雰囲気温度確認						原子炉格納容器 トップヘッド フランジが冠 水するために 必要な注水量 を注水後, ポン プ停止
			原子炉ウエル注水開始 40分												原子炉ウエル注水停止 130分			
	現場運転員 C, D	2	移動・系統構成															

図 1.10.6 サブレーションプール浄化系による原子炉ウエル注水 タイムチャート

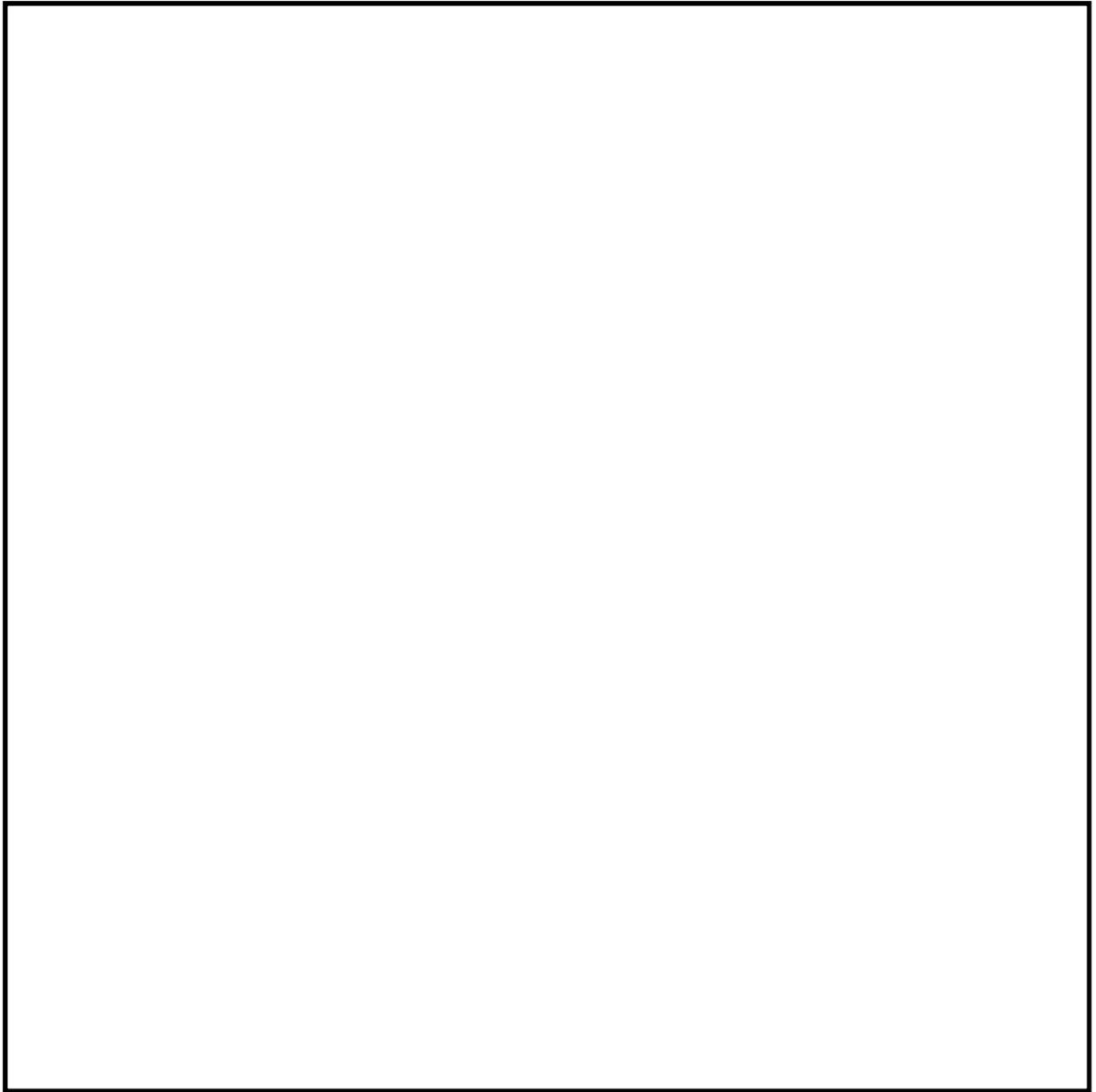
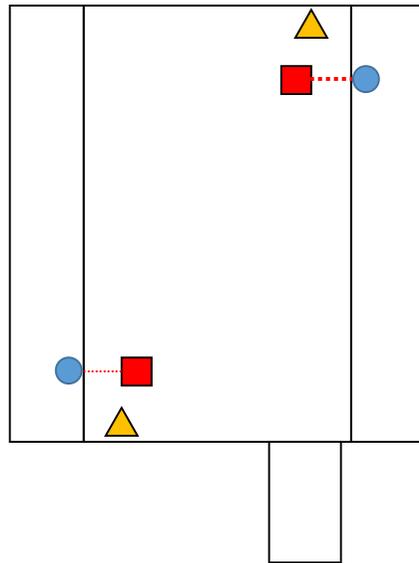
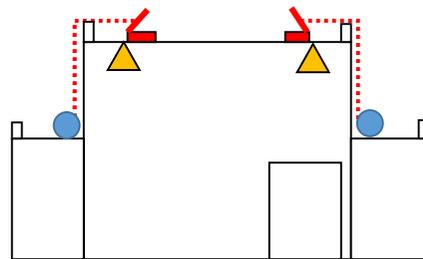


図 1.10.7 SOP 水素(R/B 水素爆発防止)における対応フロー

7号炉原子炉建屋屋上[平面図]



- レバーブロック操作場所
- 原子炉建屋トップベント
- ▲ 水素濃度計(検出器)



7号炉原子炉建屋[断面図]

図 1.10.8 原子炉建屋トップベント 概要図

		経過時間(分)										備考						
		10	20	30	40	50												
手順の項目	要員(数)	原子炉建屋トップベント 手順着手判断, 指示																
原子炉建屋トップベント による水素ガスの排出	中央制御室運転員 A	1	水素濃度監視															
	緊急時対策要員	3	移動															
			原子炉建屋トップベント開放															

図 1.10.9 原子炉建屋トップベント タイムチャート

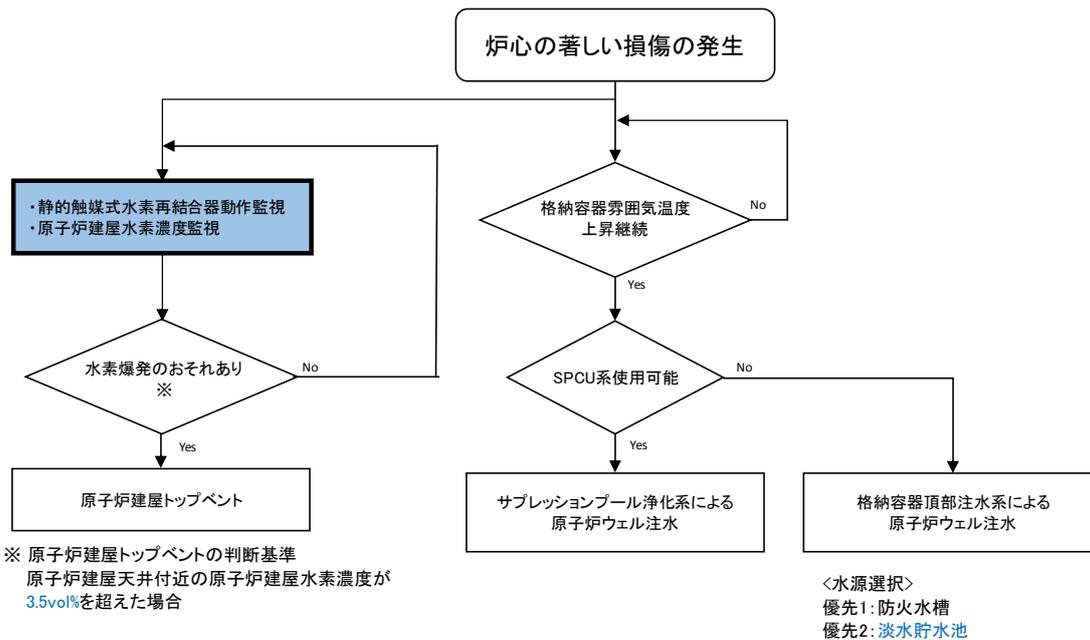
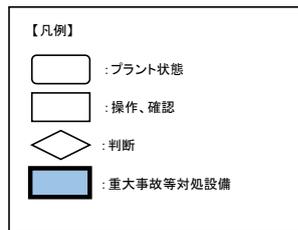


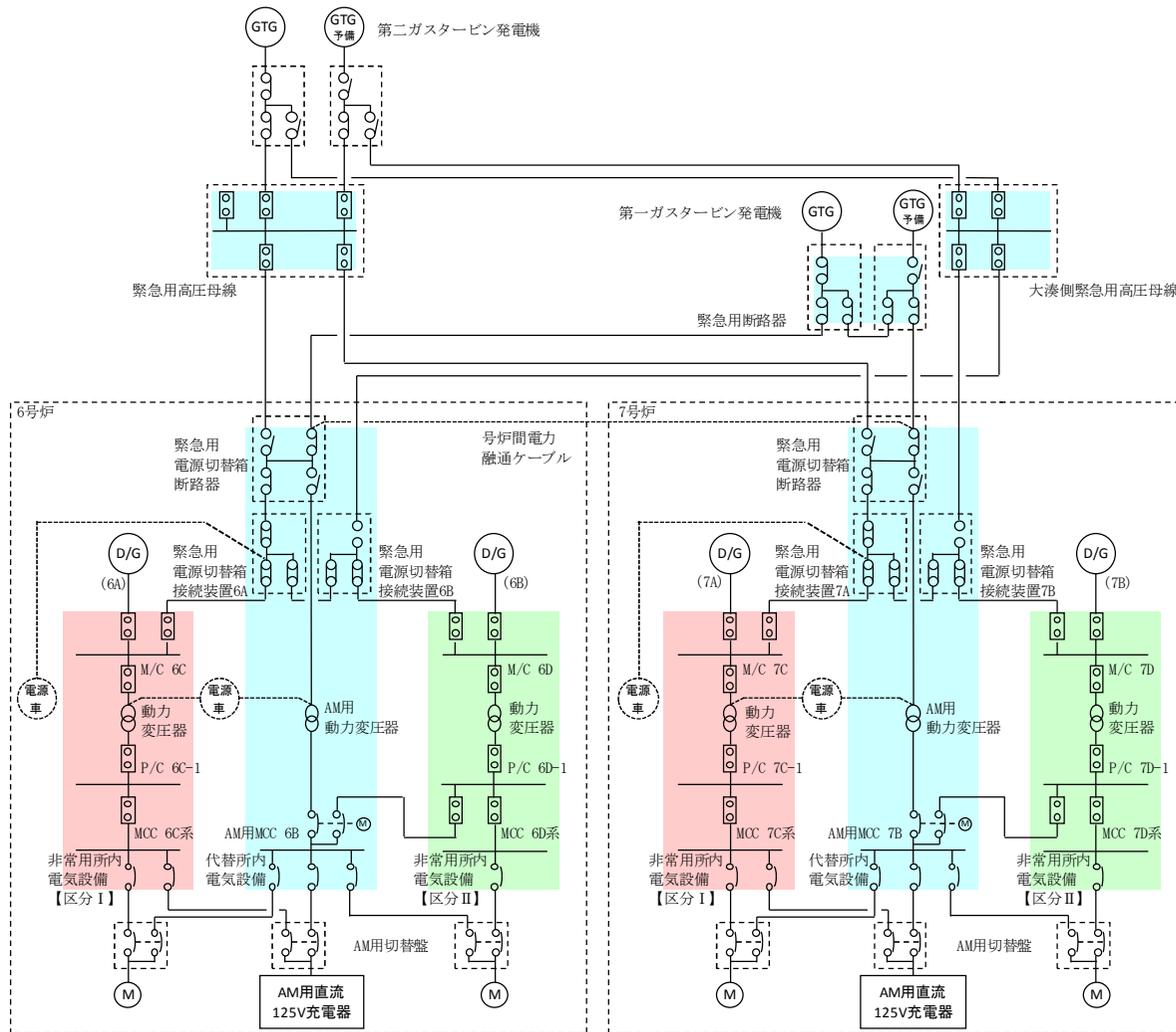
図 1.10.10 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表

技術的能力審査基準 (1.10)	番号	設置許可基準規則 (53条)	技術基準規則 (68条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の waters 爆発による損傷を防止する必要がある場合には、waters 爆発による当該原子炉建屋等の損傷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。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の waters 爆発による損傷を防止する必要がある場合には、waters 爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の waters 爆発による損傷を防止する必要がある場合には、waters 爆発による当該原子炉建屋等の損傷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。	④
【解釈】 1 「waters 爆発による当該原子炉建屋等の損傷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。	—	【解釈】 1 第53条に規定する「waters 爆発による当該原子炉建屋等の損傷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。	【解釈】 1 第68条に規定する「waters 爆発による当該原子炉建屋等の損傷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) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の waters 爆発による損傷を防止するため、waters 濃度制御設備又は waters 排出設備により、waters 爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。	②	a) waters 濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で waters 爆発のおそれがないことを示すこと。）又は waters 排出設備（動的機器等に waters 爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。	a) waters 濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で waters 爆発のおそれがないことを示すこと。）又は waters 排出設備（動的機器等に waters 爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。	⑤
b) waters 爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。	③	b) 想定される事故時に waters 濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする	b) 想定される事故時に waters 濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする	⑥ ⑦

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策									
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考				
waters 再結合器による waters 濃度抑制	静的触媒式 waters 再結合器	新設	① ② ④ ⑤	トツプ原子炉建屋の排出による	原子炉建屋トップベント	常設	45分	4名	自主対策とする理由は本文参照				
	静的触媒式 waters 再結合器動作監視装置	新設			大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	可搬							
	—	—			ホース	可搬							
					放水砲	可搬							
					燃料補給設備	常設 可搬							
濃度監視	原子炉建屋 waters 濃度	新設	① ④ ⑥	—	—	—	—	—	—				
代替電源（必要な設備による給電）	常設代替直流電源設備	新設	① ③ ④ ⑦	—	—	—	—	—	—				
	常設代替交流電源設備	新設											
	可搬型代替交流電源設備	新設											
	可搬型直流電源設備	新設											
—	—	—	—	格納容器頂部注水による	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬	（防火水槽を水源とした場合） 80分 （淡水貯水池を水源とした場合） 110分	（防火水槽を水源とした場合） 3名 （淡水貯水池を水源とした場合） 5名	自主対策とする理由は本文参照				
					防火水槽	常設							
					淡水貯水池	常設							
					ホース	可搬							
					ウェル接続口	常設							
					格納容器頂部注水系配管・弁	常設							
					燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設							
					原子炉ウェル	常設							
					燃料補給設備	常設 可搬							
					ウエル系による注水	サブプレッションプール浄化系ポンプ				常設	40分	4名	自主対策とする理由は本文参照
						復水貯蔵槽				常設			
						サブプレッションプール浄化系配管・弁				常設			
						燃料プール冷却浄化系配管・弁				常設			
						原子炉ウェル				常設			
原子炉補機冷却系（6号炉のみ）	常設												



※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

**【凡例】**

- GTG : ガスタービン発電機
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
- : 遮断器
- : 断路器
- : 配線用遮断器
- : 接続装置
- : 電動切替装置
- : 切替装置

**【略語】**

- D/G : 非常用ディーゼル発電機
- M/C : メタルラット開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロールセンタ

図1 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

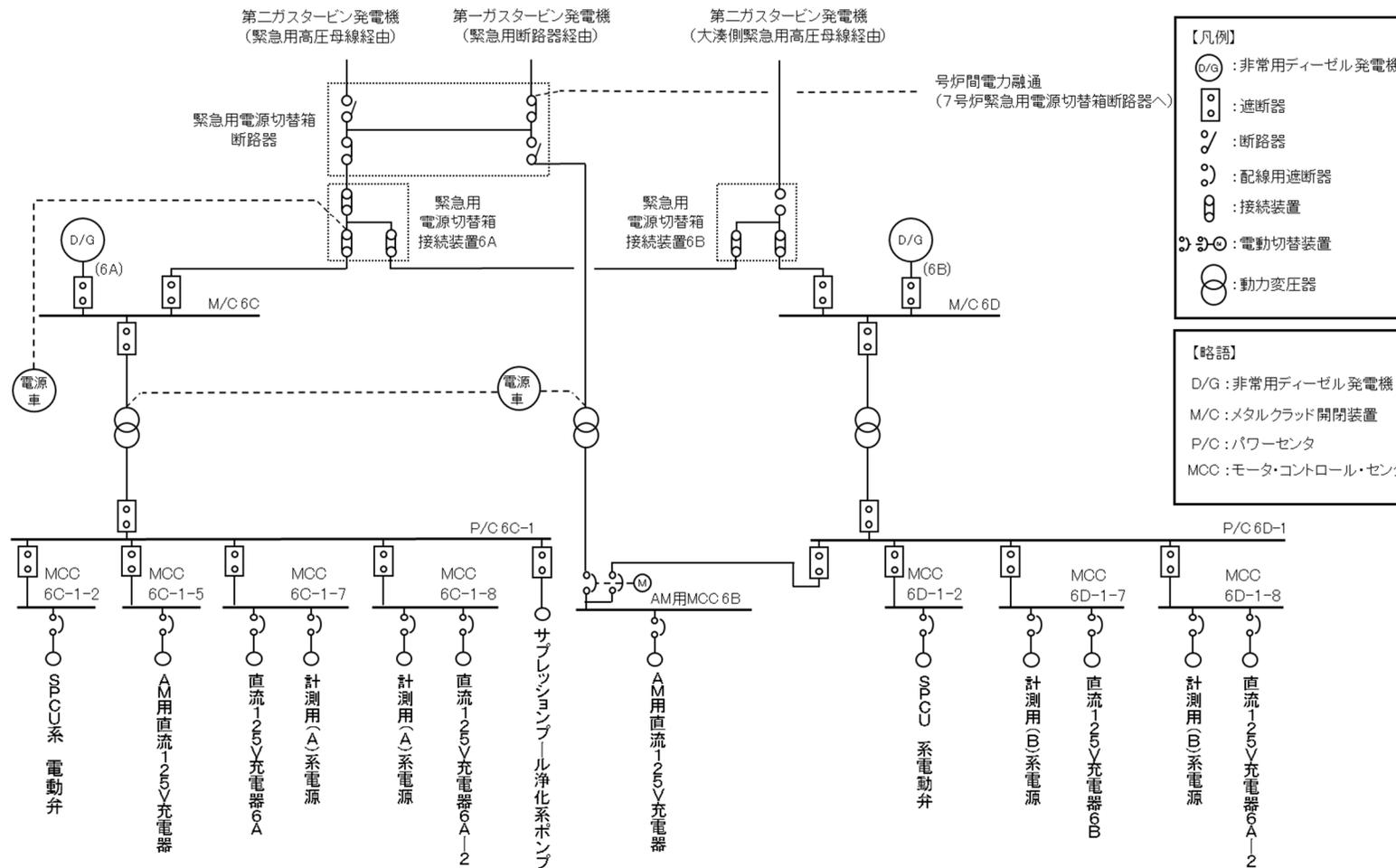


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

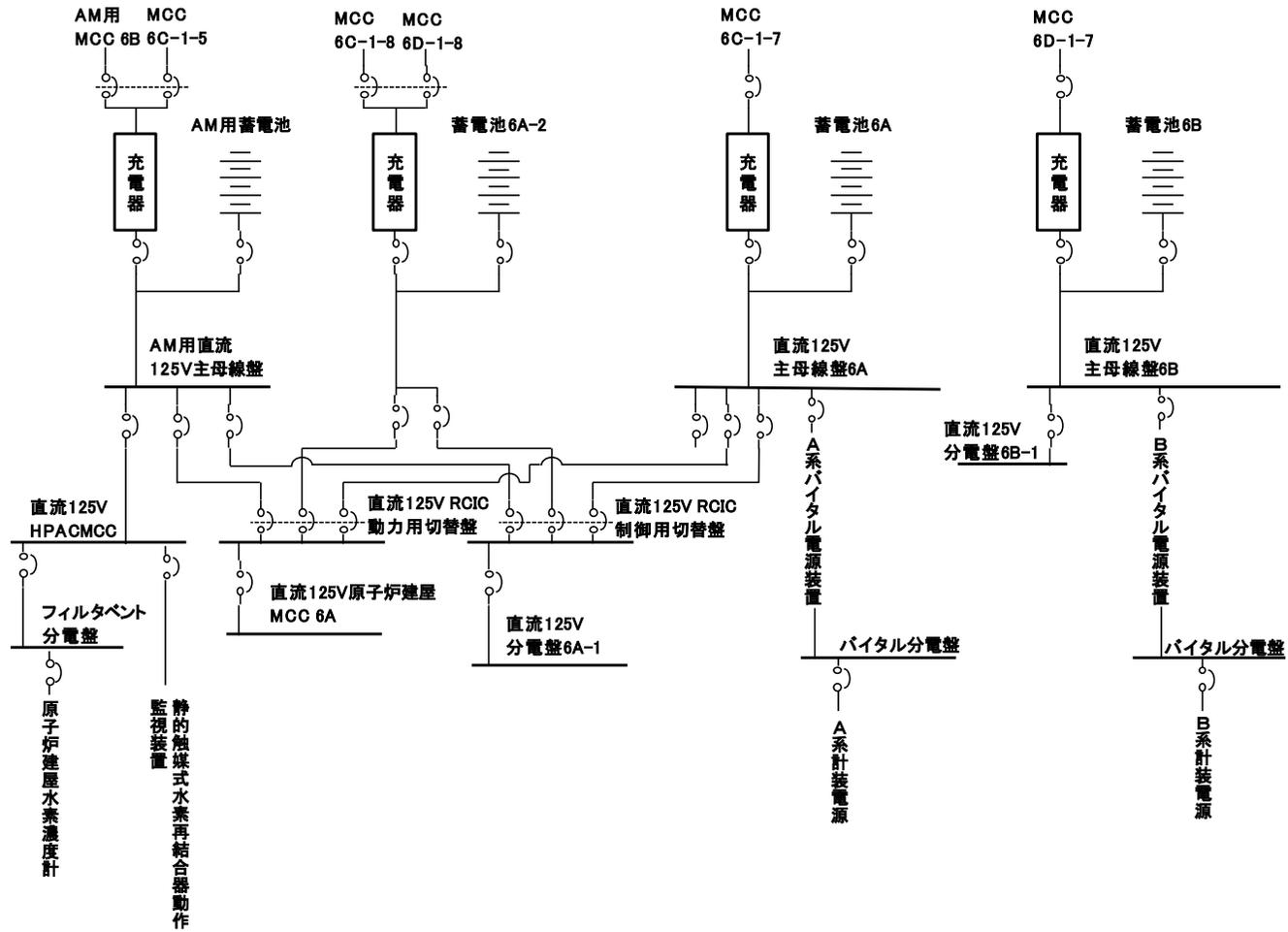


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 直流電源)

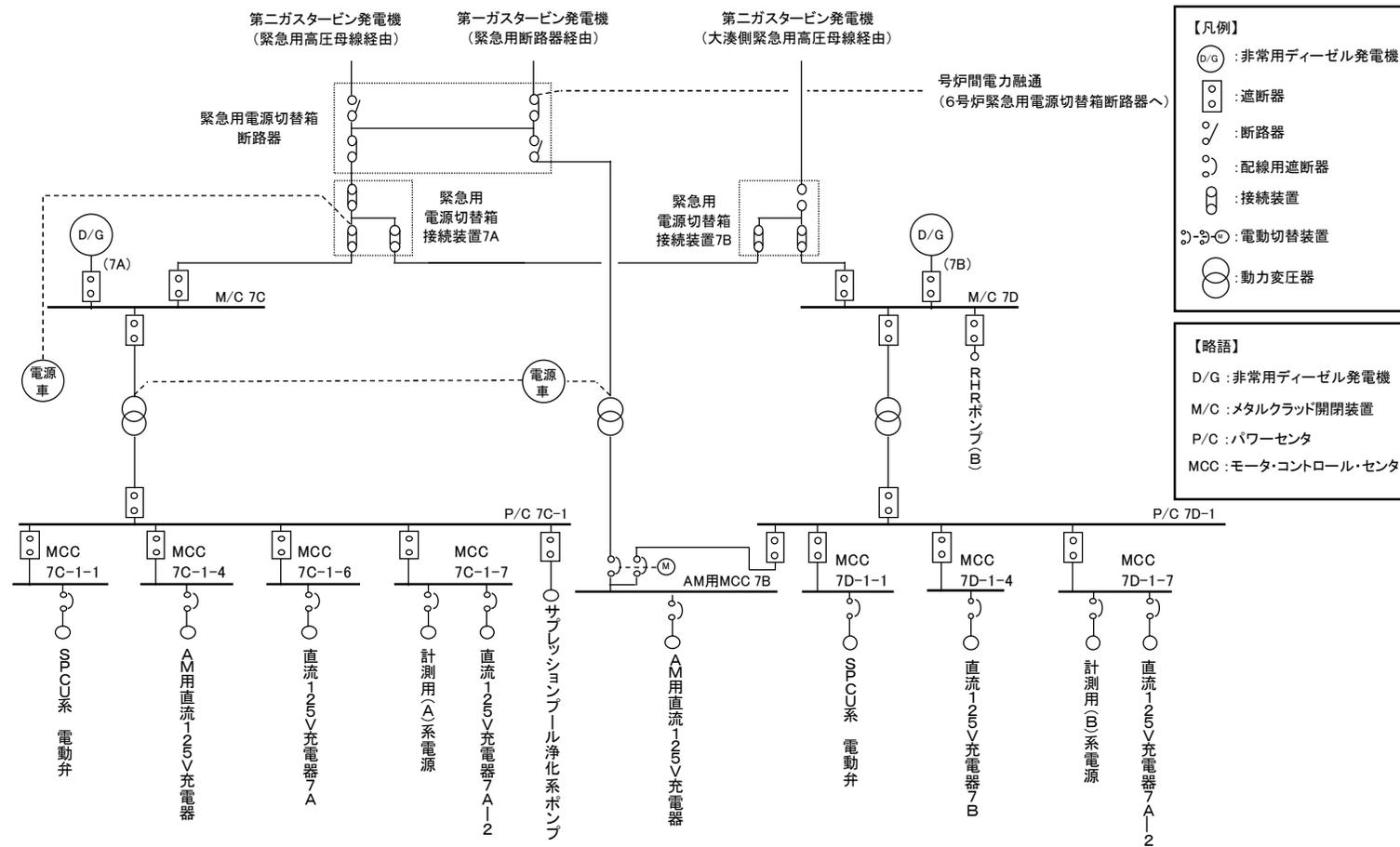


図4 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

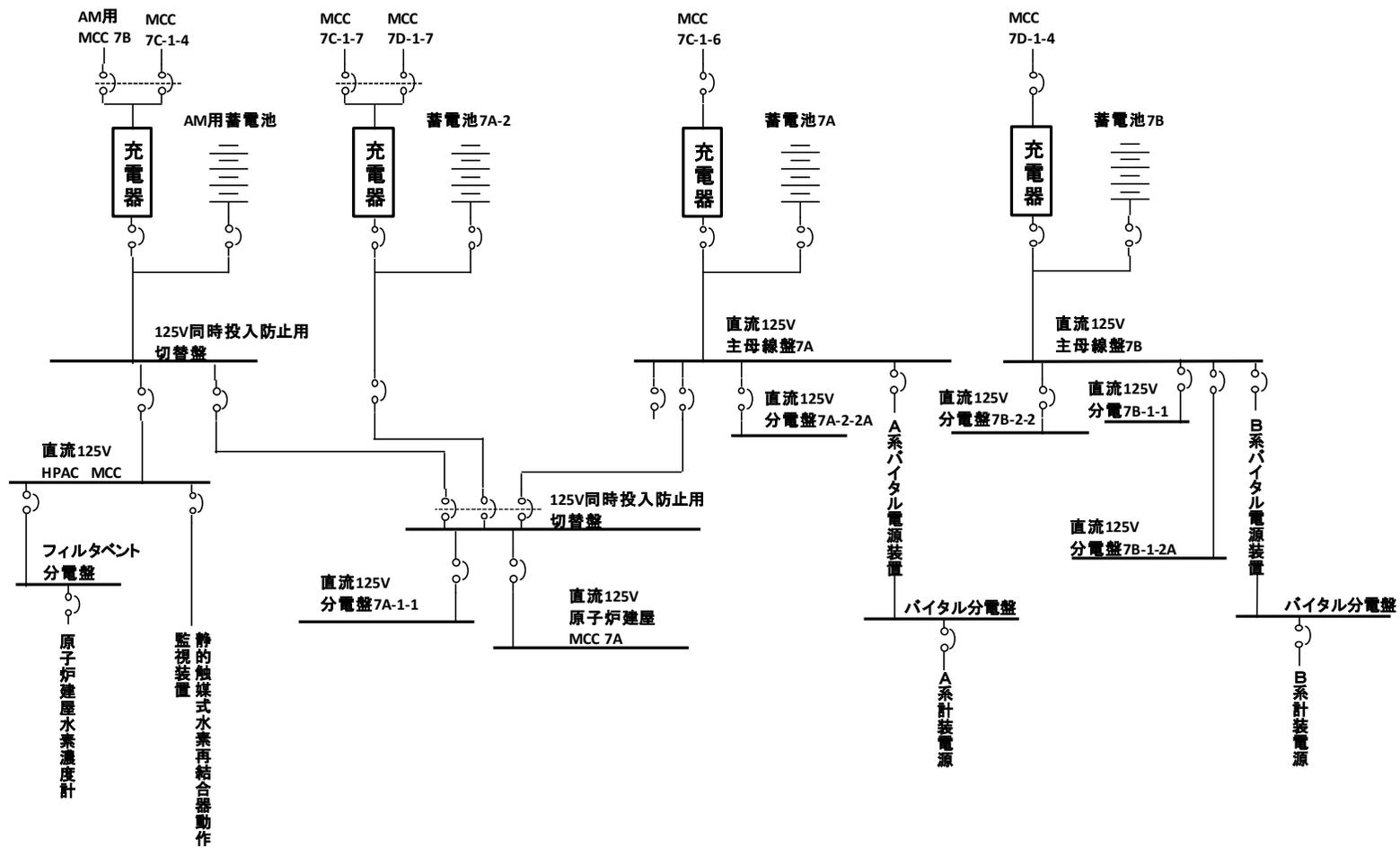


図5 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 直流電源)

## 重大事故対策の成立性

## 1. 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)

## a. 操作概要

緊急時対策本部は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による原子炉ウェル注水が必要な状況において、接続口及び水源を選定し、送水ルートを決断する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により原子炉ウェル注水を実施する。

## b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺、防火水槽周辺)

## c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による原子炉ウェル注水に必要な要員(防火水槽を水源とした場合 3 名、淡水貯水池を水源とした場合 5 名)、所要時間(防火水槽を水源とした場合 80 分、淡水貯水池を水源とした場合 110 分)のうち、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「防火水槽を水源とした場合」2 名(緊急時対策要員 2 名)  
「淡水貯水池を水源とした場合」4 名(緊急時対策要員 4 名)  
所要時間目安: 「防火水槽を水源とした場合」80 分(実績時間なし)  
「淡水貯水池を水源とした場合」110 分(実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。操作は放射性物質の放出が予想されることから、放射線防護(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。  
また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。  
また、作業エリア周辺には、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: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]  
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]  
送水ホースと可搬型代替注水ポンプ  
吸管との接続



ホースを建屋接続口まで展開

## 2. サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水

### a. 操作概要

原子炉ウェルへの注水準備のため、サプレッションプール浄化系の系統構成を行う。

### b. 作業場所

原子炉建屋 地上 2 階(管理区域)

### c. 必要要員数及び操作時間

サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水に必要な要員数(4名)、所要時間(40分)のうち、現場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 2名)

所要時間目安: 40分(実績時間: 33分)

### d. 操作の成立性について

作業環境: ヘッドライト・懐中電灯を携帯して作業性を確保する。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。



系統構成

### 3. 原子炉建屋トップベント

#### (1) トップベント開放操作

##### a. 操作概要

レバーブロックをトップベント開放用ワイヤーロープ及び反力用フックに取り付け，レバーブロック操作によりトップベント開放用ワイヤーロープを反力用フック近傍まで引っ張り，トップベント開放用ワイヤーロープを反力用フックに固定する。

##### b. 作業場所

原子炉建屋低層階屋上(非管理区域)

##### c. 必要要員数及び操作時間

原子炉建屋トップベントに必要な要員(4名)，所要時間(45分)のうち，トップベントの開放作業に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名(緊急時対策要員)

所要時間目安: 45分(実績時間なし)

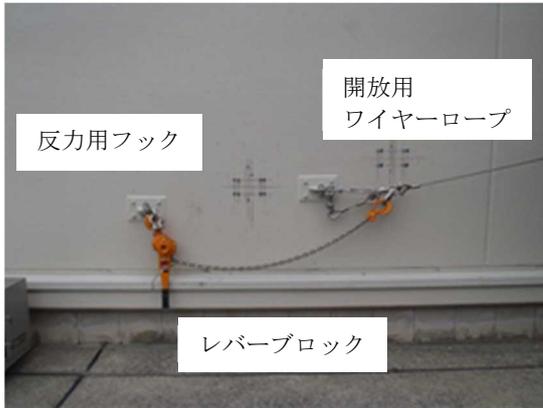
##### d. 操作の成立性について

作業環境: ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。操作は放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備して作業を行う。

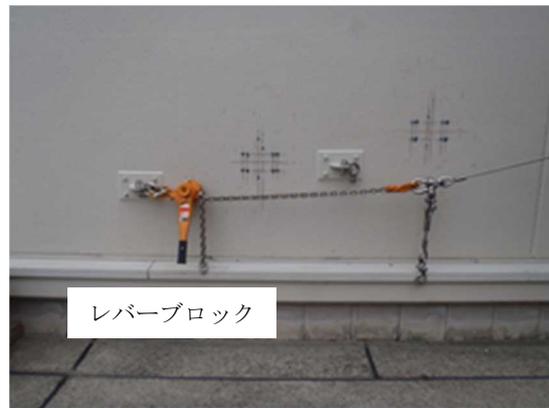
移動経路: 車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 反力用フック及びトップベント開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け，レバーブロックの操作は容易に実施可能であり，また作業エリア周辺には，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: 通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により，本部及び当直に適宜連絡する。



レバーブロックの取り付け



レバーブロック操作



チェーンブロックによる原子炉建屋  
トップベント開放後の固定



トップベント(開放状態)



トップベント(開放状態)

解釈一覧  
 操作手順の解釈一覧

手順	(1)原子炉ウエル注水	a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエル注水(淡水/海水)	操作手順記載内容	解釈
1. 10. 2. 1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順			緊急時ウエル注水ライン(南側・北側)元弁	(南側) G41-F090A (北側) G41-F090B
			緊急時ウエル注水ライン(南側)元弁又は(北側)元弁のどちらかの開操作にて必要流量に調整	緊急時ウエル注水ライン(南側)元弁又は(北側)元弁のどちらかの開操作にて <input type="text"/> に調整
			原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量	原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量 <input type="text"/>
		b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウエル注水	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁	G41-F017
			燃料プール冷却浄化系ウエル再循環弁	G41-F022
			サプレッションプール浄化系燃料プール注入弁	G51-M0-F015
			サプレッションプール浄化系系統流量指示値を必要流量に調整	サプレッションプール浄化系系統流量指示値を <input type="text"/> に調整
原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量	原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量 <input type="text"/>			

操作の成立性の解釈一覧

手順			操作の成立性記載内容	解釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウエル注水	a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエル注水(淡水/海水)	原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下	原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる□以下
		b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウエル注水	原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下	原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる□以下

## 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

### < 目 次 >

#### 1.16.1 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. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備

###### (a) 対応手段

###### (b) 重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材

##### b. 手順等

#### 1.16.2 重大事故等時の手順

##### 1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

##### (1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等

###### a. 炉心損傷判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

###### b. 中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

###### c. 中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

##### (2) 中央制御室待避室の準備手順

##### (3) 中央制御室の照明を確保する手順

##### (4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

##### (5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順

##### (6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

##### (7) 中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順

##### (8) 無線連絡設備（常設）（待避室）の切替え手順

##### (9) その他の放射線防護措置等に関する手順等

##### (10) その他の手順項目について考慮する手順

##### (11) 重大事故等時の対応手段の選択

##### (12) 現場操作のアクセス性について

##### (13) 操作の成立性について

##### 1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

##### (1) チェンジングエリアの設置及び運用手順

- 添付資料 1.16.1 重大事故等対処設備の電源構成図
- 添付資料 1.16.2 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.16.3 重大事故等時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定について
- 添付資料 1.16.4 中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について
- 添付資料 1.16.5 炉心損傷の判断基準について
- 添付資料 1.16.6 全交流動力電源喪時の中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉処置について
- 添付資料 1.16.7 可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作について
- 添付資料 1.16.8 チェンジングエリアについて
- 添付資料 1.16.9 中央制御室内に配備する資機材の数量について
- 添付資料 1.16.10 運転員等の交替要員体制の被ばく評価について
- 添付資料 1.16.11 交替要員の放射線防護と移動経路について
- 添付資料 1.16.12 操作手順の解釈一覧
- 添付資料 1.16.13 事故発生直後から中央制御室内放射線量が急上昇した時の対応について

## 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な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 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）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) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
  - b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を整備しており、ここでは、この対処設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

## 1.16.1 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

重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な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，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備<sup>※1</sup>の他に資機材<sup>※2</sup>を用いた対応手段を選定する。

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

※2 資機材：全面マスク，防護具及びチェンジングエリア設営用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また，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五十九条及び技術基準規則第七十四条（以下，「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料1.16.1，1.16.2）

### (2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則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，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備及び資機材を以下に示す。

なお，重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備及び資機材と整備する手順についての関係を表1.16.1に示す。

#### a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備

##### (a) 対応手段

重大事故等時に環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するため，全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備から中央制御室用の電源を確保する手段がある。

中央制御室の居住性を確保する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室遮蔽
- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット・ブロワユニット）

- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト
- ・中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ，MCR排気ダンパ，MCR非常用外気取入ダンパ）
- ・中央制御室換気空調系ダクト
- ・中央制御室待避室遮蔽
- ・中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）
- ・中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）
- ・可搬型蓄電池内蔵型照明
- ・差圧計
- ・酸素濃度・二酸化炭素濃度計
- ・無線連絡設備（常設）（待避室）
- ・無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ）
- ・衛星電話設備（常設）（待避室）
- ・衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ）
- ・データ表示装置（待避室）
- ・常設代替交流電源設備
- ・非常用照明
- ・カードル式空気ポンペユニット
- ・乾電池内蔵型照明

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。

- ・乾電池内蔵型照明
- ・非常用照明
- ・防護具及びチェンジングエリア設営用資機材

(b) 重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材

審査基準及び基準規則に要求される中央制御室遮蔽，中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット・ブロウユニット），中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト，中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ，MCR排気ダンパ，MCR非常用外気取入ダンパ），中央制御室換気空調系ダクト，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室陽圧化装置（空気ポンペ，配管・弁），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，

酸素濃度・二酸化炭素濃度計，無線連絡設備（常設）（待避室），無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ），衛星電話設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ），データ表示装置，及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備と位置づける。

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

- ・非常用照明

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

- ・カードル式空気ボンベユニット

カードル式空気ボンベユニットは，空気の供給開始までに時間を要するが，仮に6号及び7号炉のベントタイミングのずれを考慮した場合でも，中央制御室待避室に必要な空気量を供給することができるため，自主対策設備とする。

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

## b. 手順等

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

これらの手順は，運転員及び復旧班要員<sup>※3</sup>の対応として全交流動力電源喪失の対応手順等に定める。また，保安班要員<sup>※4</sup>の対応として汚染の持ち込みを防止するための手順に定める。

※3 復旧班要員：緊急時対策要員のうち応急復旧計画の立案と措置，電源機能等喪失時の措置を行う要員をいう。

※4 保安班要員：緊急時対策要員のうち所内外の放射線・放射能の状況把握，被ばく・汚染管理を行う要員をいう。

## 1.16.2 重大事故等時の手順

### 1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な設備として、6号及び7号炉中央制御室換気空調系に外気との隔離を行うための隔離ダンパをそれぞれ設置するとともに、中央制御室可搬型陽圧化空調機を設置し、放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給することで、中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する。

さらに、格納容器圧力逃がし装置を使用した際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減させるための設備として、中央制御室バウンダリエリアの内側に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室は遮蔽及び中央制御室陽圧化装置により、居住性を確保する設計とする。中央制御室、中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成を図1.16.2に示す。

なお、重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、炉心損傷が早く格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから、「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定する。

(添付資料1.16.3)

中央制御室待避室を使用する場合、居住性確保の観点より、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の18%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室内に設置する給気弁・排気弁で酸素濃度・二酸化炭素濃度を調整する。

(添付資料1.16.4)

中央制御室待避室への酸素の供給は空気ボンベで行い、6号及び7号炉の格納容器圧力逃がし装置を時間差で使用した場合においても基準値を逸脱することはない設計となっている。

なお、これらの運用解除については、緊急時対策所本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

さらに、運転員の被ばく低減のため、緊急時対策所本部は、長期的な保安確保の観点から、運転員の交替体制を整備する。

## (1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等

環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気空調系再循環運転モードの使用、又は中央制御室内を中央制御室可搬型陽圧化空調機で加圧を行い、隣接区域からの放射性物質のインリークを防止する。

全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備により受電し、系統構成実施後に中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する。

中央制御室換気空調系再循環運転モードは、重大事故等時の炉心損傷前の段階において、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護する設備ではあるが、設計基準事故対処設備であることから、本事項では重大事故対処設備である中央制御室可搬型陽圧化空調機の使用手順を示す。

### a. 炉心損傷判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

炉心損傷時に、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室可搬型陽圧化空調機にて、放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する。

交流動力電源が正常な場合において、中央制御室換気空調系の運転モードは通常運転モードと再循環運転モードの2種類が考えられるため、それぞれの運転モードから重大事故等時に使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順を整備する。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>。

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

(添付資料1.16.5)

#### (b) 操作手順

中央制御室換気空調系の運転モードにより、使用する手順書を選定する。

- ・中央制御室換気空調系が通常運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気空調系概要図を図1.16.1に、中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成を図1.16.3に、6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を図1.16.4に、7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を図1.16.5に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室換気空調系の停止・隔離、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。
- ② 中央制御室運転員Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系排風機を停止し、中央制御室換気空調系送風機を停止する。  
中央制御室換気空調系送風機停止後に、換気空調補機非常用冷却水系の停止を確認する。
- ③ 中央制御室運転員Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ、MCR排気ダンパ）を閉操作し、中央制御室を換気隔離する。
- ④ 現場運転員E及びFは、コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット、中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。
- ⑤ 当直副長は、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう、中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整を指示する。
- ⑥ 現場運転員E及びFは、コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量を調整し、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整は、起動時に調整後は再調整不要）

- ・中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気空調系概要図を図1.16.1に、中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成を図1.16.3に、6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を図1.16.4に、7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を図1.16.5に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室換気空調系隔離の確認、中央制御室換気空調系の停止、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。
- ② 中央制御室運転員Bは、中央制御室にて中央制御室の換気空調系が隔離されていることを確認する。
- ③ 運転員Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系再循環送風機を停止し、中央制御室換気空調系送風機を停止する。  
中央制御室換気空調系送風機停止後に、換気空調補機非常用冷却水系の停止を確認する。
- ④ 現場運転員E及びFは、コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット、中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。
- ⑤ 当直副長は、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう、中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整を指示する。
- ⑥ 現場運転員E及びFは、中央制御室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量を調整し、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。(中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整は、起動時に調整後は再調整不要)

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室換気空調系から中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え操作は、炉心損傷判断後に実施する。換気空調系の停止、隔離操作は、6号及び7号炉それぞれの中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）で約10分に対応可能であり、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作は、6号及び7号炉それぞれの現場運転員2名で約30分に対応可能である。

b. 中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

全交流動力電源喪失等により、中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止して復旧の見込みがない場合には、中央制御室の居住性を確保するため、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する手順を整備する。全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止した

場合は、常設代替交流電源設備より中央制御室可搬型陽圧化空調機の電源を受電し、起動を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止し、復旧の見込みがない場合。

(b) 操作手順

中央制御室の居住性を確保するため、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気空調系概要図を図1.16.1に、中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成を図1.16.3に、6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を図1.16.4に、7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を図1.16.5に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作を指示する。全交流動力電源喪失が原因で再循環運転モードが停止している場合は、常設代替交流電源設備による非常用母線（AM用MCC含む）の受電操作が完了していることを確認し、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作を指示する。
- ② 中央制御室運転員Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系送風機、再循環送風機の停止を確認する。
- ③ 中央制御室運転員Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ、MCR排気ダンパ）を閉確認し、中央制御室の換気隔離を確認する。
- ④ 現場運転員E及びFは、コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット、中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。
- ⑤ 当直副長は、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう、中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整を指示する。
- ⑥ 現場運転員E及びFは、中央制御室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量を調整し、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整は、起動時に調整後は再調整不要）

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室換気空調系再循環運転モード停止による中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作は、常設代替交流電源受電後に実施する。換気空調系の停止、隔離確認は、6号及び7号炉それぞれの中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）で約10分で対応可能であり、中央制御室可搬型陽圧化空調機起動操作は、6号及び7号炉それぞれの現場運転員2名で約30分で対応可能である。

中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時に炉心損傷を判断した場合は、速やかに中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する必要があるが、炉心損傷を判断していない場合は、原子炉及び使用済燃料プールの安全確保を優先的に対応し、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が許容濃度に到達する前までに実施する。

なお、中央制御室換気空調系給排気隔離弁については、全交流動力電源喪失等により中央制御室から当該弁を閉操作できない場合、6号及び7号炉それぞれの現場運転員2名が約30分で現場閉操作が可能である。（全交流動力電源喪失等発生時に中央制御室内放射線量が上昇した場合に、常設代替交流電源設備からの受電を待たずして中央制御室を換気隔離する。添付資料1.16.13）

全交流動力電源喪失＋直流電源喪失においても、非常用電源の復電手順が異なるが、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する手順は変わらない。

現場操作については、円滑に操作ができるように移動経路を確保し、可搬型照明を整備する。

（添付資料1.16.6）

c. 中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合、中央制御室換気空調系再循環運転モードから中央制御室可搬型陽圧化空調機への切り替えを実施する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合。

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

## (2) 中央制御室待避室の準備手順

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

### a. 手順着手の判断基準

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

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

(添付資料1.16.5)

### b. 操作手順

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

- ① 当直副長は、炉心損傷時の中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、中央制御室待避室の加圧準備を指示する。
- ② 現場運転員E及びFは、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、コントロール建屋1階通路、廃棄物処理建屋1階通路に設置した中央制御室陽圧化装置空気ポンプ元弁を開操作し、中央制御室待避室の加圧準備を完了する。
- ③ 当直副長は、格納容器圧力逃がし装置を使用する約30分前、又は現場運転員C及びDに格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員C及びDが現場へ移動開始した時に、現場運転員E及びFに中央制御室待避室の加圧を指示する。

- ④ 運転員E及びFは、中央制御室待避室内に設置された中央制御室陽圧化装置空気給気第一、第二弁を開操作し、中央制御室待避室の陽圧化を開始する。（図1.16.6中央制御室陽圧化装置概要）
- ⑤ 当直副長は、運転員に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。
- ⑥ 現場運転員E及びFは、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室陽圧化装置空気給気差圧調整弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。

#### c. 操作の成立性

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

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

自主対策設備のカードル式空気ポンベユニットの運用は、参集した復旧班要員がカードル式空気ポンベユニットを廃棄物処理建屋1階に設置している中央制御室待避室陽圧化系統配管と屋外にて接続し、中央制御室陽圧化装置カードル式空気ポンベユニット接続弁（1弁）を開操作することで、カードル式空気ポンベユニットの空気を中央制御室待避室へ供給する。カードル式空気ポンベユニットからの空気の供給により、格納容器の非同時ベントを行った場合においても運転員が中央制御室待避室に留まることができる設計である。

なお、中央制御室待避室が建屋内の空気ポンベによって陽圧化されている時に、カードル式空気ポンベユニットを接続する場合も、空気ポンベの下流側に設置されている圧力調整ユニットにより系統圧力が制御されるため、中央制御室待避室に影響がでることはない。

### (3) 中央制御室の照明を確保する手順

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

#### a. 手順着手の判断基準

全交流電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合。

#### b. 操作手順

全交流動力電源喪失時の可搬型蓄電池内蔵型照明の設置手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室の照明を確保するため、可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯の確認、可搬型蓄電池内蔵型照明の設置を指示する。
- ② 中央制御室運転員Bは、可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯を確認し、可搬型蓄電池内蔵型照明を設置し、中央制御室の照明を確保する。
- ③ 当直副長は、代替交流電源設備による非常用母線の受電操作が完了していることを確認し、運転員に中央制御室非常用照明の点灯確認を指示する。
- ④ 中央制御室運転員Bは、中央制御室にて中央制御室非常用照明の点灯を確認する。

#### c. 操作の成立性

上記の可搬型蓄電池内蔵型照明の設置・点灯操作は、代替常設交流電源受電準備完了後に6号及び7号炉それぞれ中央制御室運転員1名の計2名で実施し、約15分で対応可能である。

(添付資料1.16.7)

### (4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室の居住性の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。

#### a. 手順着手の判断

中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等、中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉の場合で、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧操作を実施していない場合。

## b. 操作手順

中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 現場運転員C及びDは、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。
- ③ 当直副長は、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を適宜確認し、酸素濃度が許容濃度の18%を下回る、又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合は、MCR非常用外気取入ダンパの開閉を指示する。
- ④ 現場運転員は、MCR非常用外気取入ダンパを開閉操作し、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整を行う。

(添付資料1.16.4)

## c. 操作の成立性

上記の中央制御室の対応は、6号及び7号炉現場運転員の8名うち2名で実施し、MCR非常用外気取入ダンパの**手動**開操作まで行った場合でも約10分で対応可能である。

## (5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を設置する手順を整備する。

### a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>。

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

(添付資料1.16.5)

## b. 操作手順

中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を設置する手順の概要は以下のとおり

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室待避室の照明の設置を指示する。

- ② 中央制御室運転員Bは、可搬型蓄電池内蔵型照明をあらかじめ定められた場所に設置し、中央制御室待避室使用時に点灯できるように準備する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、原子炉への注水を実施後に6号及び7号炉それぞれ中央制御室運転員1名の計2名で実施し、中央制御室待避室データ表示装置の起動操作と合わせて、約10分で対応可能である。

(6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

運転員が中央制御室待避室へ待避した場合。

b. 操作手順

中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 現場運転員C及びDは、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。
- ③ 現場運転員C及びDは、中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を適宜確認し、中央制御室の酸素濃度が許容濃度の18%を下回る、又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持しながら、中央制御室待避室給・排気弁を開閉操作し、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整・管理を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、運転員が中央制御室待避室へ待避した場合に6号及び7号炉現場運転員の8名うち2名で行うことが可能である。

酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整が必要となった場合は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度計確認後の5分以内に調整を開始可能である。

(7) 中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順  
運転員が中央制御室待避室に待避後も、中央制御室待避室データ表示装置にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>。

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

(添付資料1.16.5)

b. 操作手順

中央制御室待避室にて、中央制御室待避室データ表示装置を起動し、監視する手順の概要は以下のとおり。データ表示装置に関するデータ伝送の概要を図1.16.7に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき中央制御室待避室データ表示装置の起動、パラメータ監視を指示する。
- ② 中央制御室運転員は、中央制御室待避室データ表示装置を電源に接続し、端末を起動し、プラントパラメータの監視準備を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、原子炉への注水を実施後に6号及び7号炉それぞれ中央制御室運転員1名の計2名で実施し、中央制御室待避室の照明の確保操作と合わせて、約10分で対応可能である。

(8) 無線連絡設備（常設）（待避室）の切替え手順

運転員が中央制御室待避室へ移動後に緊急時対策所との連絡手段で使用する無線連絡設備（常設）（待避室）について、中央制御室に設置している無線連絡設備（常設）との切替え操作が必要であることから、無線連絡設備（常設）（待避室）への切替え手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

運転員が中央制御室待避室へ移動を開始した場合。

b. 操作手順

無線連絡設備（常設）（待避室）への切替え手順の概要は以下のとおり。  
タイムチャートを図 1.16.15 に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき中央制御室の無線連絡設備（常設）から無線連絡設備（常設）（待避室）への切り替えを指示する。
- ② 運転員は、中央制御室待避室へ移動する際に、中央制御室内にある切替スイッチを押し、無線連絡手段を無線連絡設備（常設）から無線連絡設備（常設）（待避室）へ切り替える。

c. 操作の成立性

上記の無線連絡設備（常設）（待避室）への切替え対応は、運転員 1 名が中央制御室待避室への移動中に実施し、5 分以内に対応可能である。

(9) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 炉心損傷判断後に現場作業を行う際に全面マスクを着用する手順

中央制御室の運転員は、中央制御室又は中央制御室待避室に滞在中は、中央制御室・中央制御室待避室の設計上、全面マスクを着用する必要はないが、現場作業時を考慮し全面マスクを着用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、その後現場作業を行う場合。

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

(添付資料1.16.5)

(b) 操作手順

炉心損傷判断後に現場作業を行う際に全面マスクを着用する手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき炉心損傷判断後の現場作業において、運転員に全面マスク着用を指示する。
- ② 運転員は、全面マスクを着用しリークチェックを行う。

(c) 操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても、可搬型蓄電池内蔵型照明・乾電池内蔵型照明を設置し、常設代替交流電源設備から給電することで照明を確保できるため、全面マスクの装着は可能である。

b. 放射線防護に関する教育等について

柏崎刈羽原子力発電所では、定期検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスクの着用に関して習熟している。

また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認する。

c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保の観点から運転員の交替要員体制を整備する。交替要員体制は、交替要員として通常勤務帯の運転員等を当直交替サイクルに充て構成する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

(添付資料1.16.9～1.16.11)

(10) その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源受電後の原子炉注水についての手順は、「1.4 RPV低圧時に原子炉を冷却するための手順」にて整備する。

常設代替交流電源設備による中央制御室の電源への給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

中央制御室と屋内現場、緊急時対策所等通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

#### (11) 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失時の中央制御室の照明は、設計基準対象施設である中央制御室非常用照明を優先して使用する。中央制御室非常用照明が使用できない場合は、可搬型蓄電池内蔵型照明を設置し、照明を確保する。常設代替交流電源設備からの受電操作が完了すれば、中央制御室非常用照明へ給電を行い引き続き中央制御室の照明を確保する。

#### (12) 現場操作のアクセス性について

中央制御室の居住性を確保するための操作のうち現場対応操作が必要なものは、中央制御室可搬型陽圧化空調機起動時の以下の操作である。

- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットの仮設ダクトでの接続操作
- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口の仮設ダクトでの接続操作
- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作
- ・全交流動力電源喪失時に中央制御室を陽圧化するための中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ、MCR 排気ダンパ）の手動閉操作

上記操作は、コントロール建屋計測制御電源盤区域（B）送・排風機室での操作のため当該箇所へのアクセスルートを図 1.16.8～図 1.16.10 に示す。

中央制御室待避室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは、陽圧化装置の準備で以下の操作である。

- ・中央制御室陽圧化装置空気ポンベ元弁の手動開操作

上記操作は、コントロール建屋 1 階通路と廃棄物処理建屋 1 階通路での操作のため、当該箇所へのアクセスルートについても図 1.16.8～図 1.16.10 に示す。

(添付資料 1.16.6)

上記、現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。

(13) 操作の成立性について

中央制御室及び中央制御室待避室の居住性確保のための設備である中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室陽圧化装置の使用又は準備は，炉心損傷の確認が起因となっており，当該操作は運転員の被ばく防護の観点から，事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。よって現状の有効性評価シーケンスにおいて，炉心損傷が起こるシーケンスである「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の事象発生から 300 分のタイムチャート(図 1. 16. 11)で作業の全体像と必要な要員数を示し，それぞれ個別の運転員のタイムチャート(図 1. 16. 12～図 1. 16. 14)で作業項目の成立性を確認した。

## 1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

### (1) チェンジングエリアの設置及び運用手順

中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。

また、チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は、乾電池内蔵型照明を設置する。

#### a. 手順着手の判断基準

当直副長が、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後、保安班長が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設置を行うと判断した場合。

#### b. 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを図1.16.16に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班に中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアを設置するよう指示する。
- ② 保安班要員は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合、乾電池内蔵型照明を設置し、照明を確保する。
- ③ 保安班要員は、チェンジングエリア用資機材を移動・設置し、エアータントを展開し、床・壁等を養生シート及びテープを用い、隙間なく養生する。
- ④ 保安班要員は、各エリアの間にバリア、入口に粘着マット等を設置する。
- ⑤ 保安班要員は、簡易シャワー等を設置する。
- ⑥ 保安班要員は、脱衣回収箱、GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

#### c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班要員2名で行い、作業開始から約60分で対応可能である。運用に関しては、チェンジングエリア内に掲示した案内に基づき、汚染の確認を速やかに実施することができる。

チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、要員や物品の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け、運転員等が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染は、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

全交流動力電源喪失時においても、チェンジングエリアの設置及び運用を可能にするため、乾電池内蔵型照明を設置する。

(添付資料1.16.8)

表 1.16.1 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

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	
—	居住性の確保	中央制御室遮蔽	—	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット・ブロワユニット)</li> <li>中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト</li> <li>中央制御室換気空調系給排気隔離弁 (MCR 外気取入ダンパ, MCR 排気ダンパ, MCR 非常用外気取入ダンパ)</li> <li>中央制御室換気空調系ダクト</li> </ul>	AM 設備別操作手順書 中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化	
		可搬型蓄電池内蔵型照明	AM 設備別操作手順書 中央制御室, 中央制御室待避室照明確保	
		差圧計	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	
		中央制御室待避室遮蔽	—	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンプ)</li> <li>中央制御室待避室陽圧化装置 (配管・弁)</li> </ul>	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	
		常設代替交流電源設備 ※1	—	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡設備 (常設) (待避室)</li> <li>無線連絡設備 (常設) (屋外アンテナ)</li> </ul>	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備 (常設) (待避室)</li> <li>衛星電話設備 (常設) (屋外アンテナ)</li> </ul>	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	
		データ表示装置 (待避室)	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	
		酸素濃度・二酸化炭素濃度計	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	
		非常用照明	設計基準 対象施設	—
		乾電池内蔵型照明	資機材	AM 設備別操作手順書 中央制御室, 中央制御室待避室照明確保
		カードル式空気ポンプユニット	自主対策 設備	緊急時対策本部運用要領 (多様なハザード対応要領)

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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
		乾電池内蔵型照明 (チェンジングエリア)	資 機 材	<a href="#">緊急時対策本部運用要領</a> チェンジングエリアの設置運用
		非常用照明	対 象 設 施	<a href="#">緊急時対策本部運用要領</a> チェンジングエリアの設置運用
		防護具及び チェンジングエリア設営用資機材	資 機 材	<a href="#">緊急時対策本部運用要領</a> チェンジングエリアの設置運用

表 1.16.2 重大事故等対処に係る監視計器

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)
AM 設備別操作手順書 中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化	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レベル(D/W, S/C)
		原子炉圧力容器温度内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源 (確保)	M/C 6D 電圧 M/C 7D 電圧 P/C 6D 電圧 P/C 7D 電圧 AM 用 MCC
	操作	中央制御室可搬型陽圧化空調機運転状態	中央制御室差圧 ブロワユニット流量
AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W, S/C)
		中央制御室待避室陽圧機能の確保	陽圧化空気ポンベ圧力
	操作	中央制御室待避室陽圧化	中央制御室待避室差圧 陽圧化空気ポンベ圧力
AM 設備別操作手順書 中央制御室照明確保	判断基準	電源 (喪失)	M/C 6C 電圧 M/C 6D 電圧 P/C 6C 電圧 P/C 6D 電圧 M/C 7C 電圧 M/C 7D 電圧 P/C 7C 電圧 P/C 7D 電圧
		可搬型蓄電池内臓照明設置	—
	操作	乾電池内蔵型照明の設置	—

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)
AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室照明確保	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W, S/C)
	操作	可搬型蓄電池内蔵照明設置	—
		乾電池内蔵型照明の設置	—
AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室環境監視	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W, S/C)
	操作	中央制御室内の環境監視	酸素濃度 二酸化炭素濃度
緊急時対策本部運用要領 チェン징エリアの設置運用	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W, S/C)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度
	操作	チェン징エリアの設置	GM 汚染サーベメータ

表 1.16.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	号炉	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	6号炉	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニット	AM用モータコントロールセンタ 6B
		可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 6D-1-8
		中央制御室非常用照明	モータコントロールセンタ 6D-1-8
		可搬型空気浄化装置	モータコントロールセンタ 6D-1-7
		MCR 外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7
		MCR 非常用外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7
		MCR 排気ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7
	7号炉	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニット	AM用モータコントロールセンタ 7B
		可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 7C-1-6
		中央制御室非常用照明	モータコントロールセンタ 7C-1-6
		MCR 外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6
		MCR 非常用外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6
		MCR 排気ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6

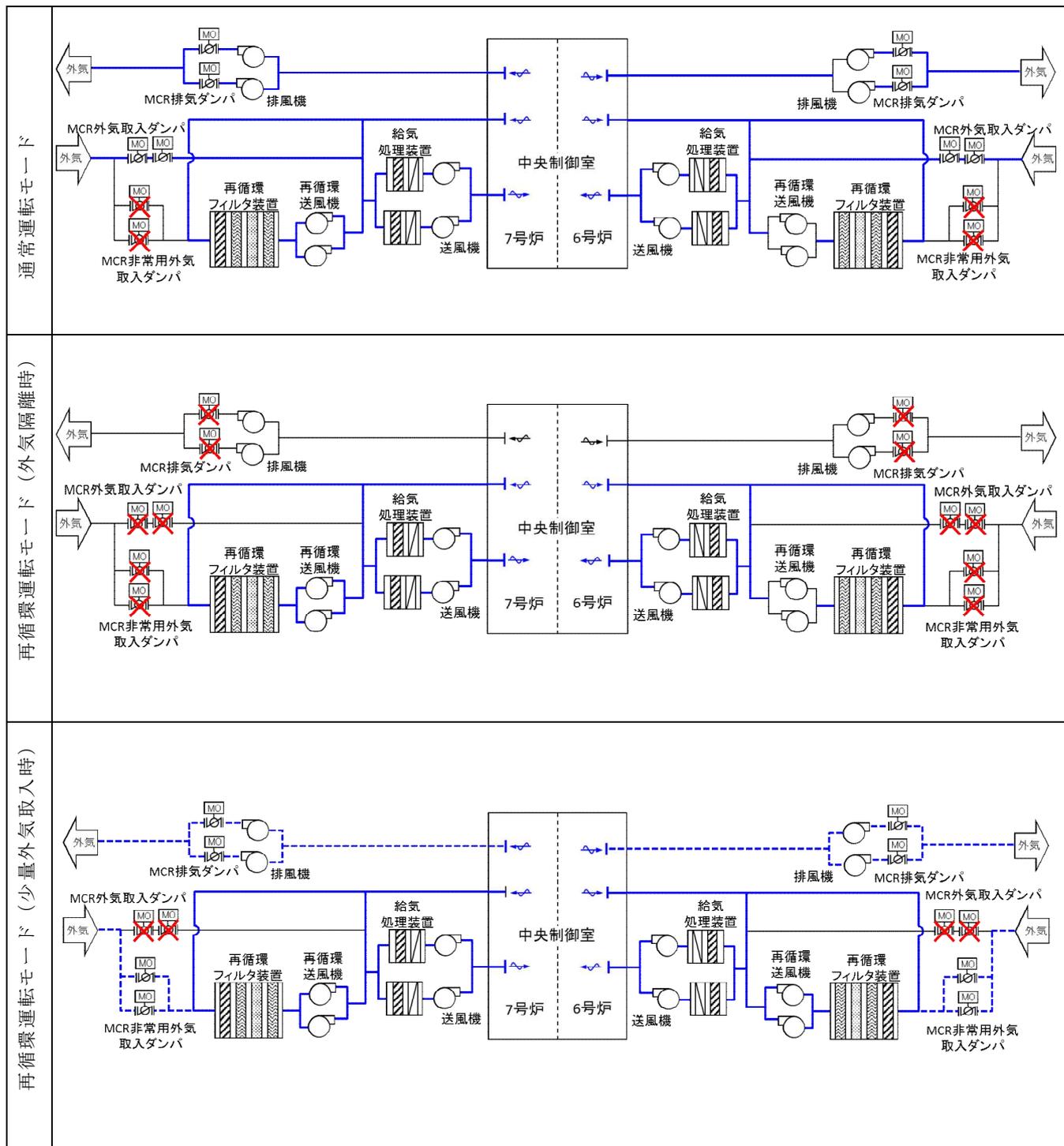


図 1.16.1 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概要図

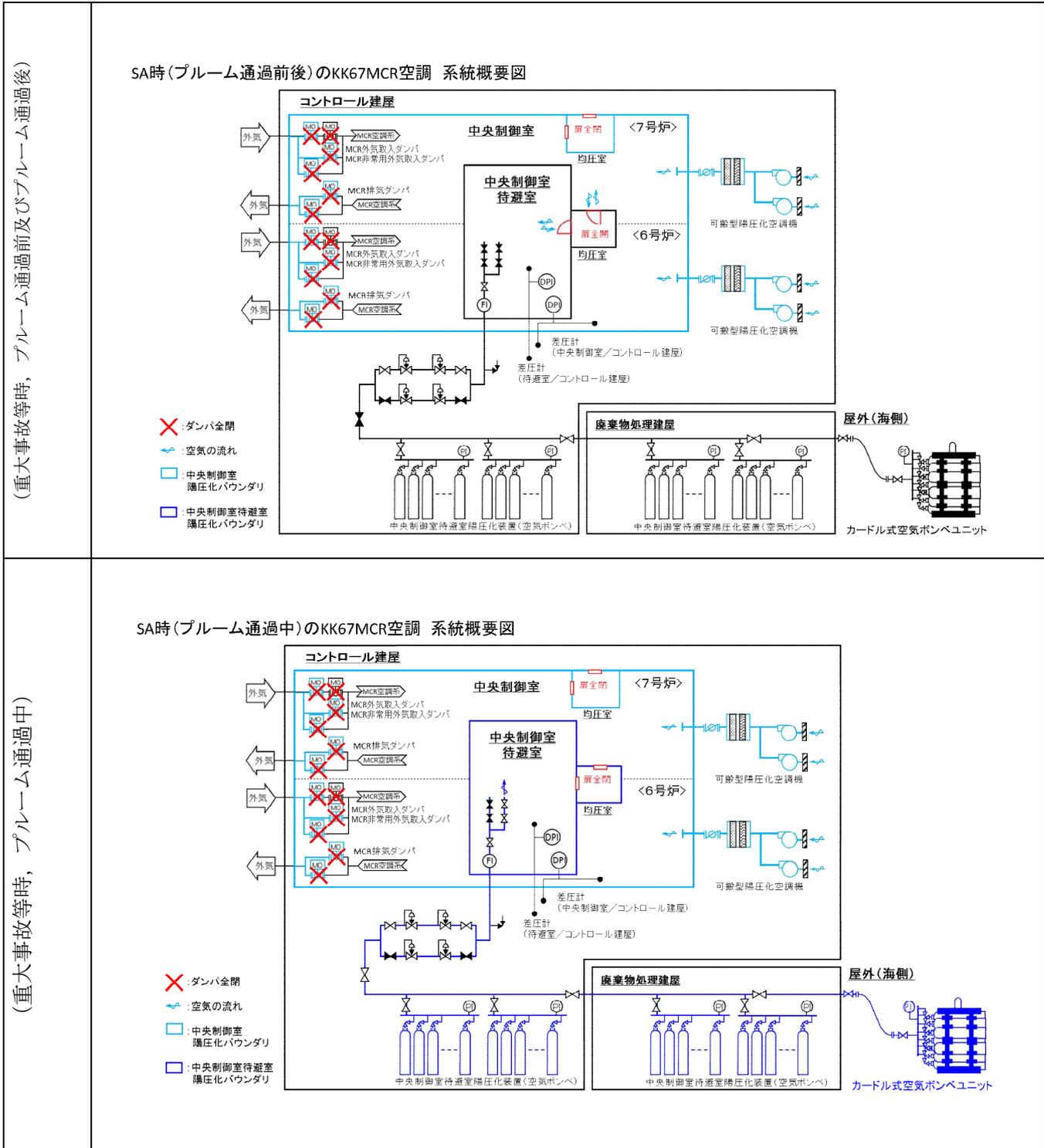


図 1.16.1 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概要図

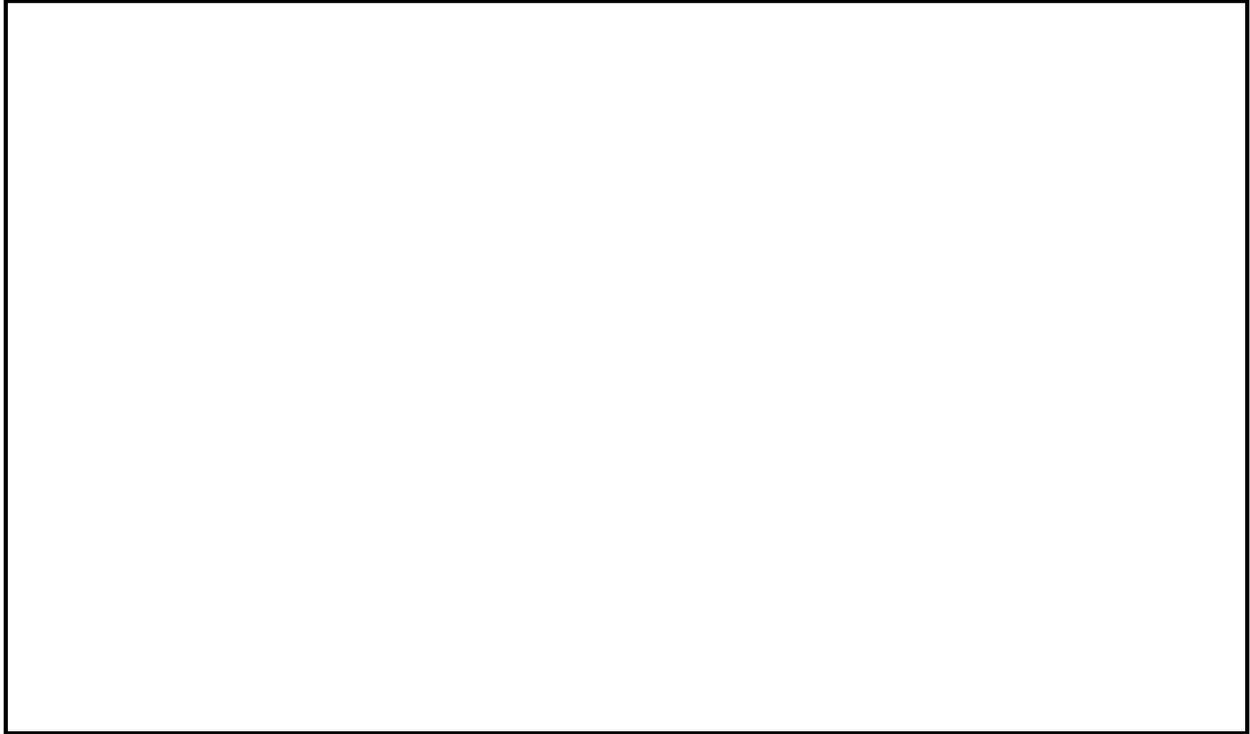


図 1.16.2 中央制御室, 中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成図



図 1.16.3 中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成

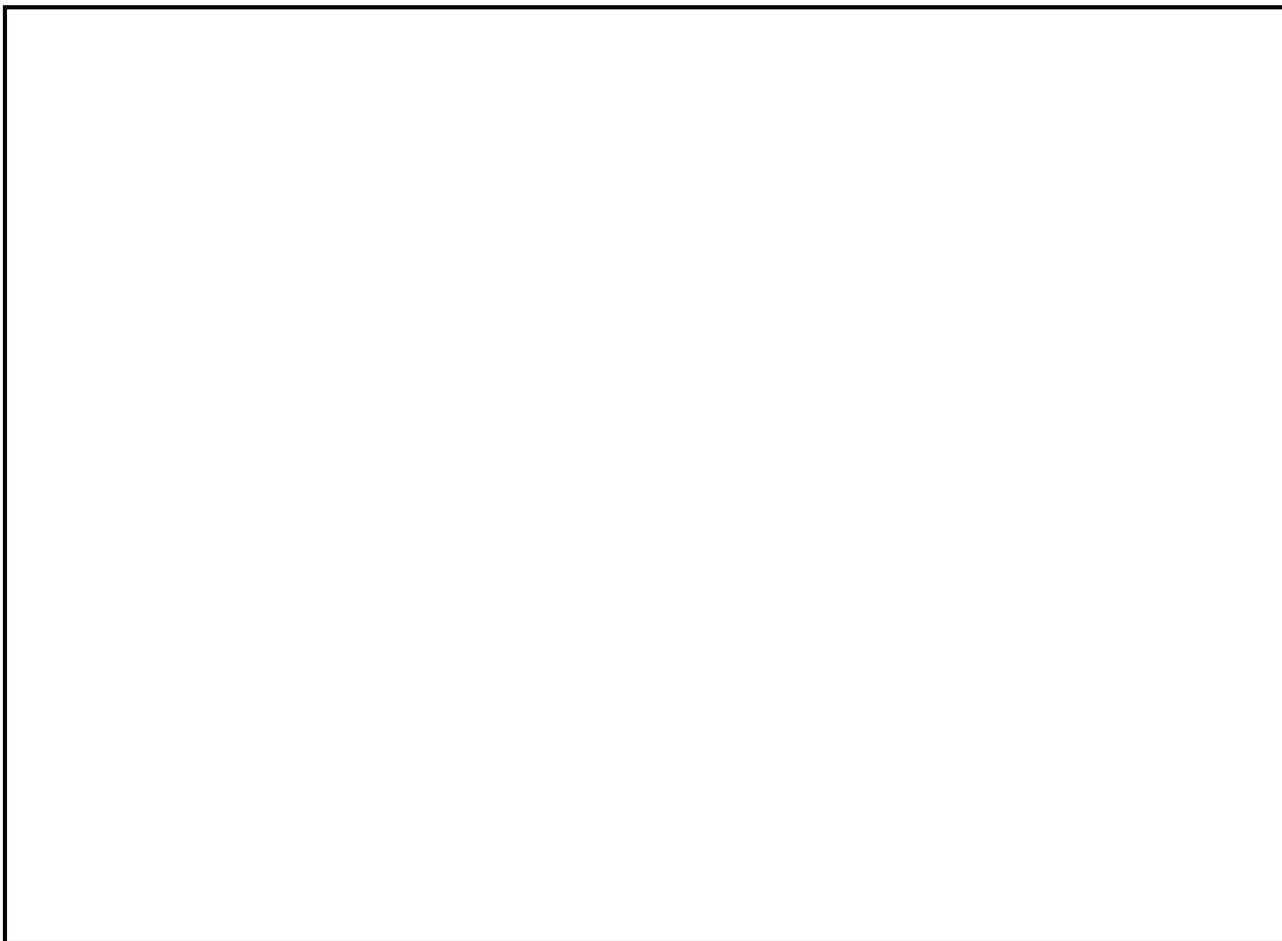


图 1.16.4 6 号炉中央控制室可搬型阳压化空调机 配置图

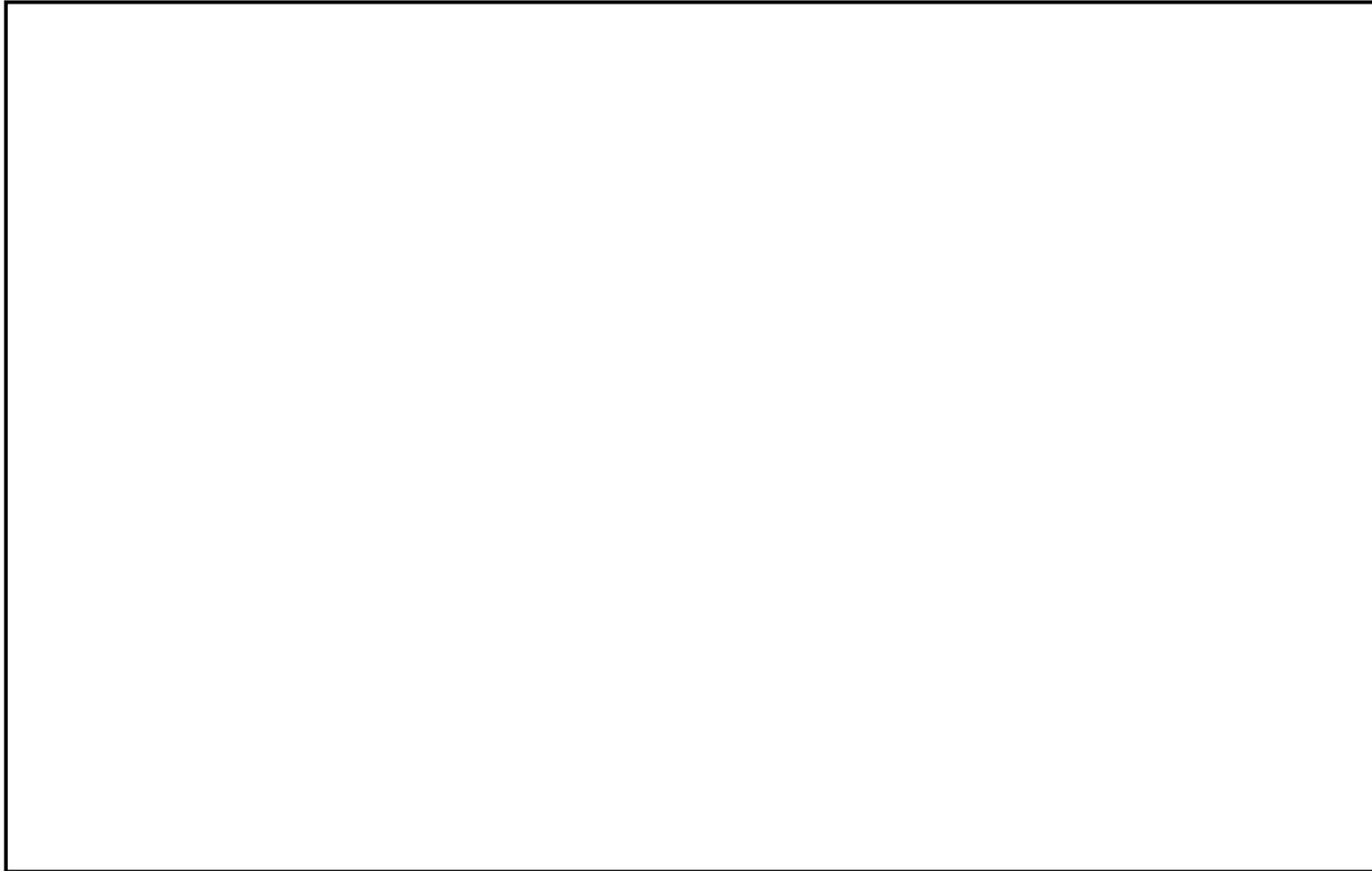


图 1.16.5 7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機 配置図

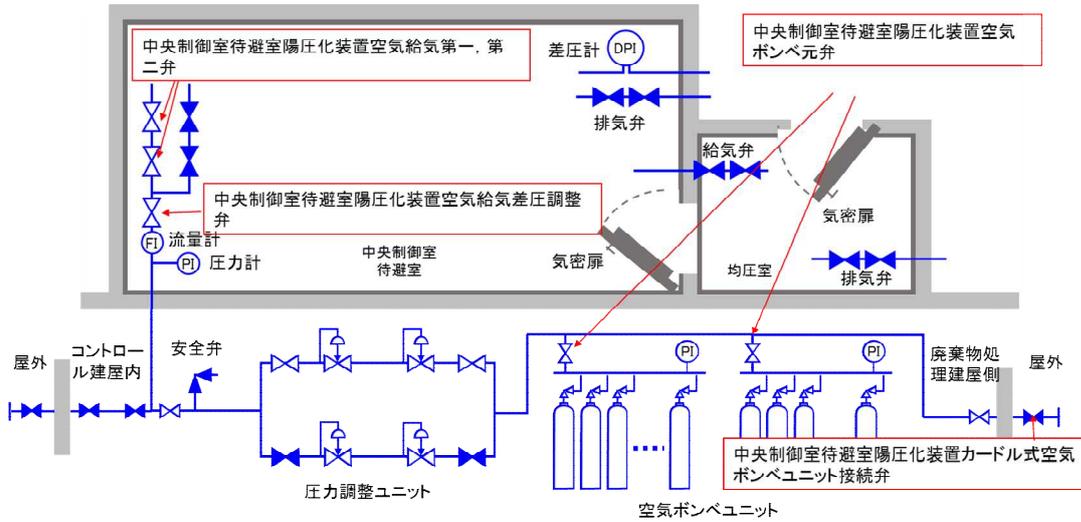


図 1.16.6 中央制御室陽圧化装置概要

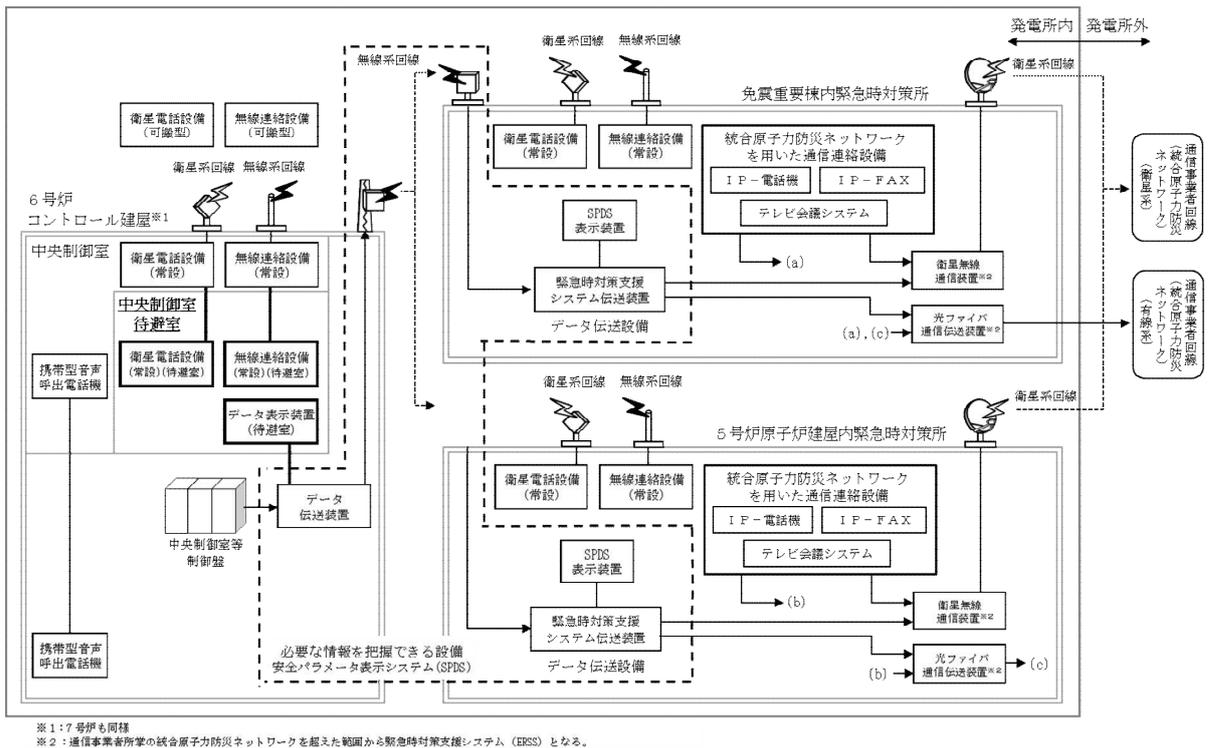


図 1.16.7 データ表示装置に関するデータ伝送の概要

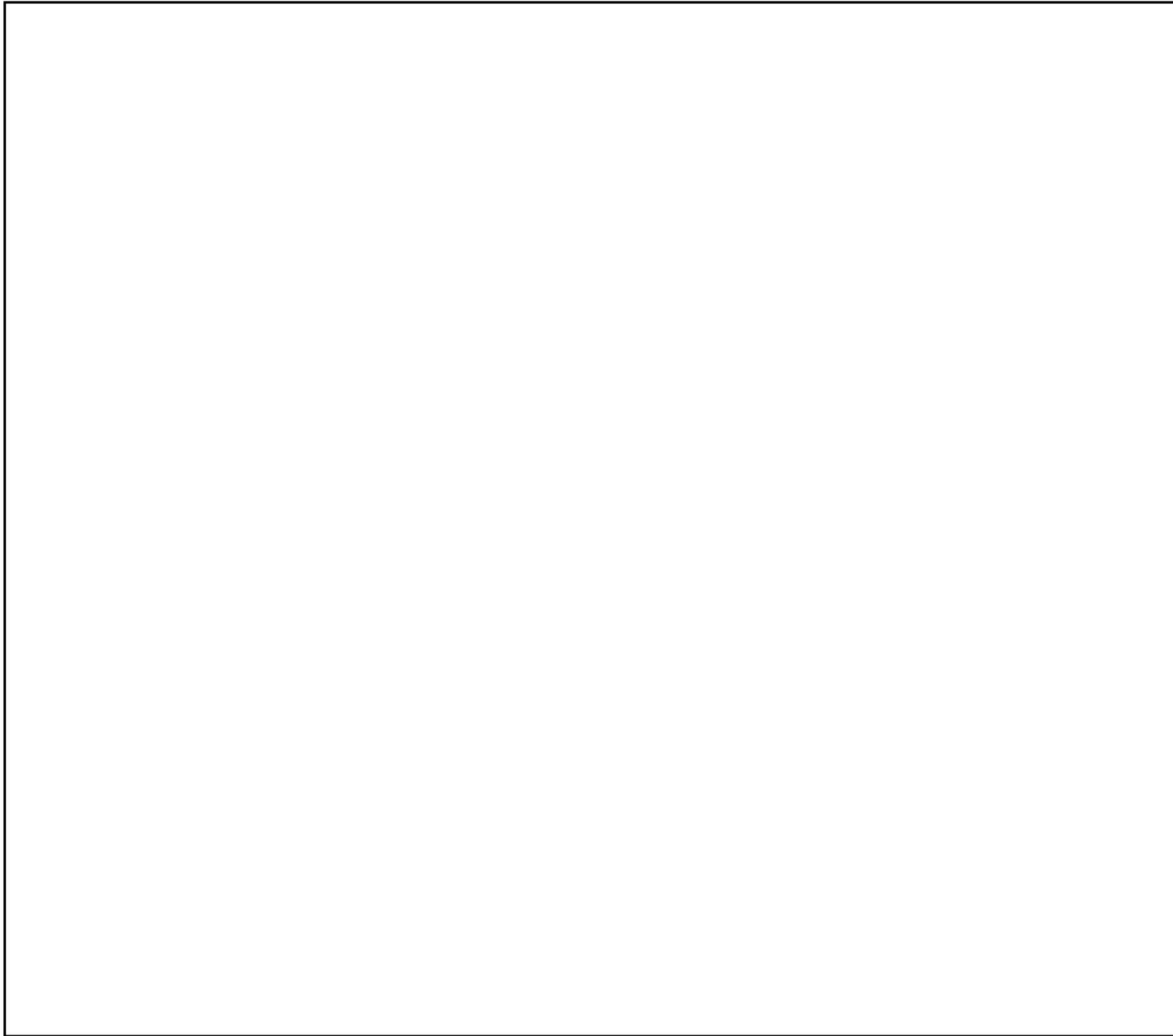


図 1.16.8 現場操作アクセスルート (建屋 2 階)

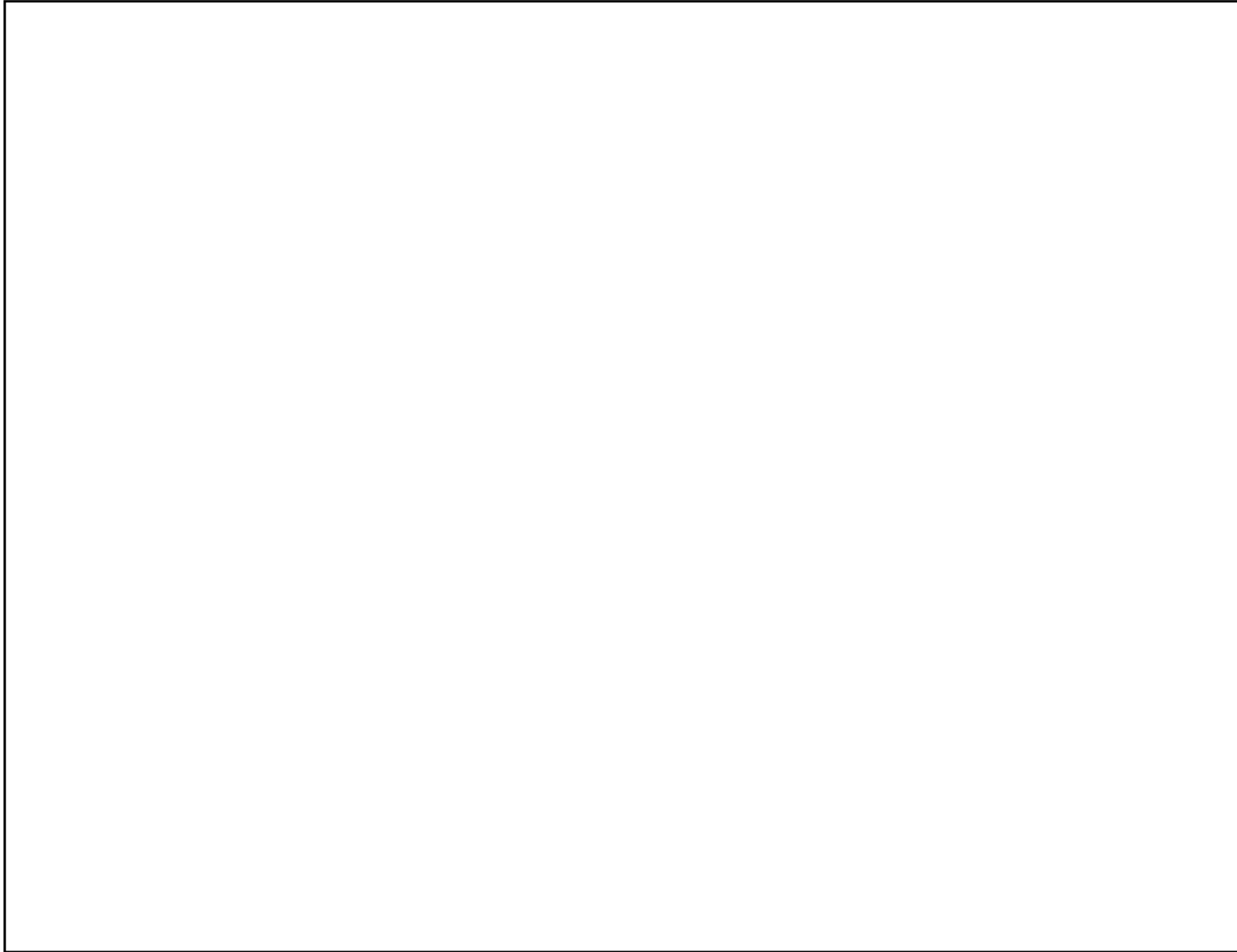


図 1.16.9 現場操作アクセスルート (建屋 1 階)



図 1.16.10 現場操作アクセスルート（建屋地下1階）



操作項目			実施箇所・必要人員数			操作の内容			経過時間(分)																																備考
									10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320	
運転員 (中央制御室)			6号			7号																																			
状況判断			2人 A,B			2人 a,b			<ul style="list-style-type: none"> <li>・全給水喪失確認</li> <li>・全交流電源喪失確認</li> <li>・原子炉スクラム・タービントリップ確認</li> </ul>																																
常設代替交流電源設備(建屋横付け)準備操作			(2人) A,B			(2人) a,b			<ul style="list-style-type: none"> <li>・受電前準備(中央制御室)</li> </ul>																																
常設代替交流電源設備からの受電操作			(1人) B			(1人) b			<ul style="list-style-type: none"> <li>・M/C 受電確認</li> </ul>																																
中央制御室照明確保			(1人) B			(1人) b			<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型蓄電池内蔵型照明の設置・点灯確認</li> </ul>																																
低圧代替注水系(常設) 準備操作			(1人) A			(1人) a			<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水移送ポンプ(B, C) 起動/運転確認</li> <li>・低圧代替注水系(常設) ラインアップ</li> </ul>																																
低圧代替注水系(常設) 注水操作			(1人) A			(1人) a			<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系 注入弁操作</li> </ul>																																
中央制御室待避室照明確保 中央制御室待避室データ表示装置起動操作			(1人) B			(1人) b			<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室待避室照明確保</li> <li>・中央制御室待避室データ表示装置起動操作</li> </ul>																																原子炉注水後に実施し、格納容器スプレイ切替に影響がないようにする。
代替格納容器スプレイ操作			(1人) A			(1人) a			<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系 スプレイ弁操作</li> </ul>																																原子炉注水と格納容器スプレイ切替

図 1.16.12 「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シーケンス (中央制御室運転員)

			経過時間 (分)																																備考		
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320			
操作項目	運転員 (現場) 6号	操作の内容	<p>約60分 ガスタービン発電機による給電開始</p> <p>約70分 原子炉注水開始</p> <p>約260分 6号炉CSP水源切替完了 ※解析上のCSP残量「約1200m<sup>3</sup>」 ※通常時のMUWCトリップ残量「835m<sup>3</sup>」</p>																																		
常設代替交流電源設備 (建屋横付け) 準備操作	2人 C,D	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場移動</li> <li>第一ガスタービン発電機健全性確認</li> </ul>	20分																																		
		<ul style="list-style-type: none"> <li>第一ガスタービン発電機給電準備</li> </ul>	10分																																		
		<ul style="list-style-type: none"> <li>第一ガスタービン発電機起動</li> </ul>	20分																																		
常設代替交流電源設備 (建屋横付け) 運転	(2人) C,D	<ul style="list-style-type: none"> <li>第一ガスタービン発電機 運転状態確認</li> </ul>	25分																																		事象発生後85分で緊急時対策要員と引き継ぎ
中央制御室 圧力調整 (中央制御室可搬型隣圧化空調機 ブロウユニット起動)	(2人) C,D	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場移動</li> <li>中央制御室可搬型隣圧化空調機ブロウユニット 起動操作</li> </ul>	60分																																		
常設代替交流電源設備 (建屋横付け) 準備操作	(2人) C,D	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場移動</li> <li>6号炉 M/C (C) 受電準備</li> </ul>	50分																																		
常設代替交流電源設備からの受電操作	(2人) C,D	<ul style="list-style-type: none"> <li>6号炉 M/C (C) 受電</li> <li>6号炉 MCC (C) 受電</li> </ul>																												10分							
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(2人) C,D	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場移動</li> <li>6号炉低圧代替注水系 (常設) 現場ラインアップ</li> <li>※復水貯蔵槽吸込ライン切替</li> </ul>																												30分							
常設代替交流電源設備 (建屋横付け) 準備操作	2人 E,F	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場移動</li> <li>6号炉 M/C (D) 受電準備</li> </ul>	50分																																		
常設代替交流電源設備からの受電操作	(2人) E,F	<ul style="list-style-type: none"> <li>6号炉 M/C (D) 受電</li> <li>6号炉 MCC (D) 受電</li> </ul>																												10分							
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	(2人) E,F	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場移動</li> <li>格納容器スプレイに合わせた薬品注入</li> </ul>																												格納容器スプレイに合わせて実施							

図 1.16.13 「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」 シーケンス (6号炉現場運転員)

操作項目	運転員 (現場) 7号	操作の内容	経過時間(分)																																備考																		
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320																			
			約20分 炉心損傷開始 約60分 ガスタービン発電機による給電開始 約70分 原子炉注水開始																																																		
常設代替交流電源設備(建屋横付け)準備操作	4人 c,d e,f	・現場移動 ・7号炉 M/C (C) (D) 受電準備	50分																																																		
常設代替交流電源設備からの受電操作	(4人) c,d e,f	・7号炉 M/C (C) (D) 受電 ・7号炉 MCC (C) (D) 受電	10分																																																		
低圧代替注水系(常設)準備操作	(2人) c,d	・現場移動 ・7号炉低圧代替注水系(常設)現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分																																																		
格納容器薬品注入操作(解析上考慮せず)	(2人) c,d	・現場移動 ・格納容器スプレイに合わせた薬品注入	格納容器スプレイに合わせて実施																																																		
中央制御室 圧力調整(中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニット起動)	(2人) e,f	・現場移動 ・中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニット起動操作	60分																																																		
中央制御室待避室の準備操作	(2人) e,f	・現場移動 ・中央制御室待避室陽圧化装置空気ポンペ元弁開	30分																																																		中央制御室待避室の加圧開始は、格納容器圧力逃がし装置を作動させる30分前又は格納容器圧力逃し装置作動を指示し、現場運転員が現場へ移動した場合に開始する。

図 1.16.14 「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シーケンス (7号炉現場運転員)

		経過時間 (分)						
		0	5	10	15	20	25	30
手順の項目	要員	▽中央制御室待避室へ移動指示						
無線連絡設備 (常設) (待避室) への切替え手順	運転員 1名		切替スイッチによる切り替え					
				中央制御室待避室へ移動				

図1.16.15 無線連絡設備 (常設) (待避室) の切替え

		経過時間 (分)						
		0	10	20	30	40	50	60
手順の項目	要員	▽設置指示 チェンジングエリア設置完了						
チェンジングエリア設置手順 (中操)	保安班 2名		資機材準備					エリア設置

図1.16.16 中央制御室チェンジングエリア設営

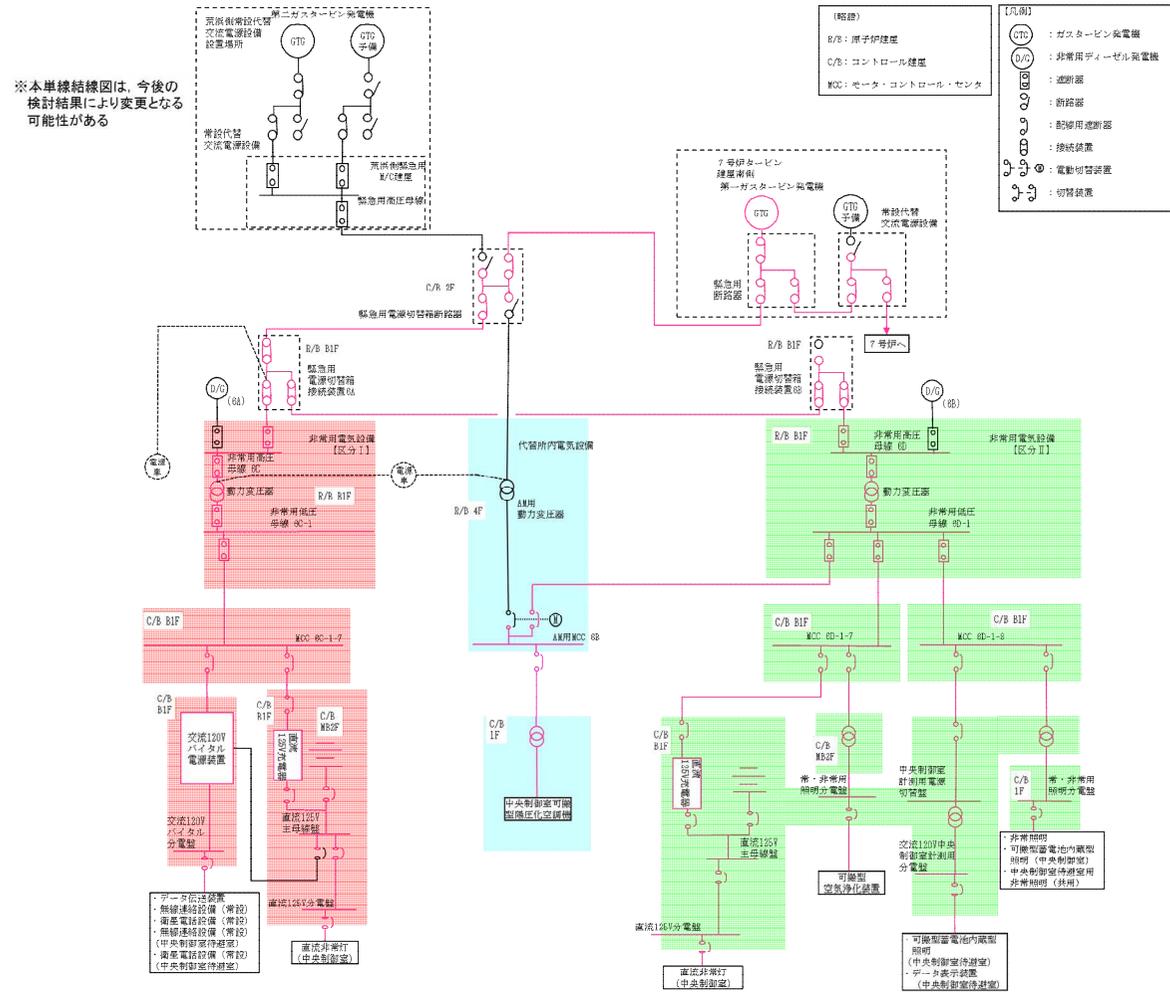
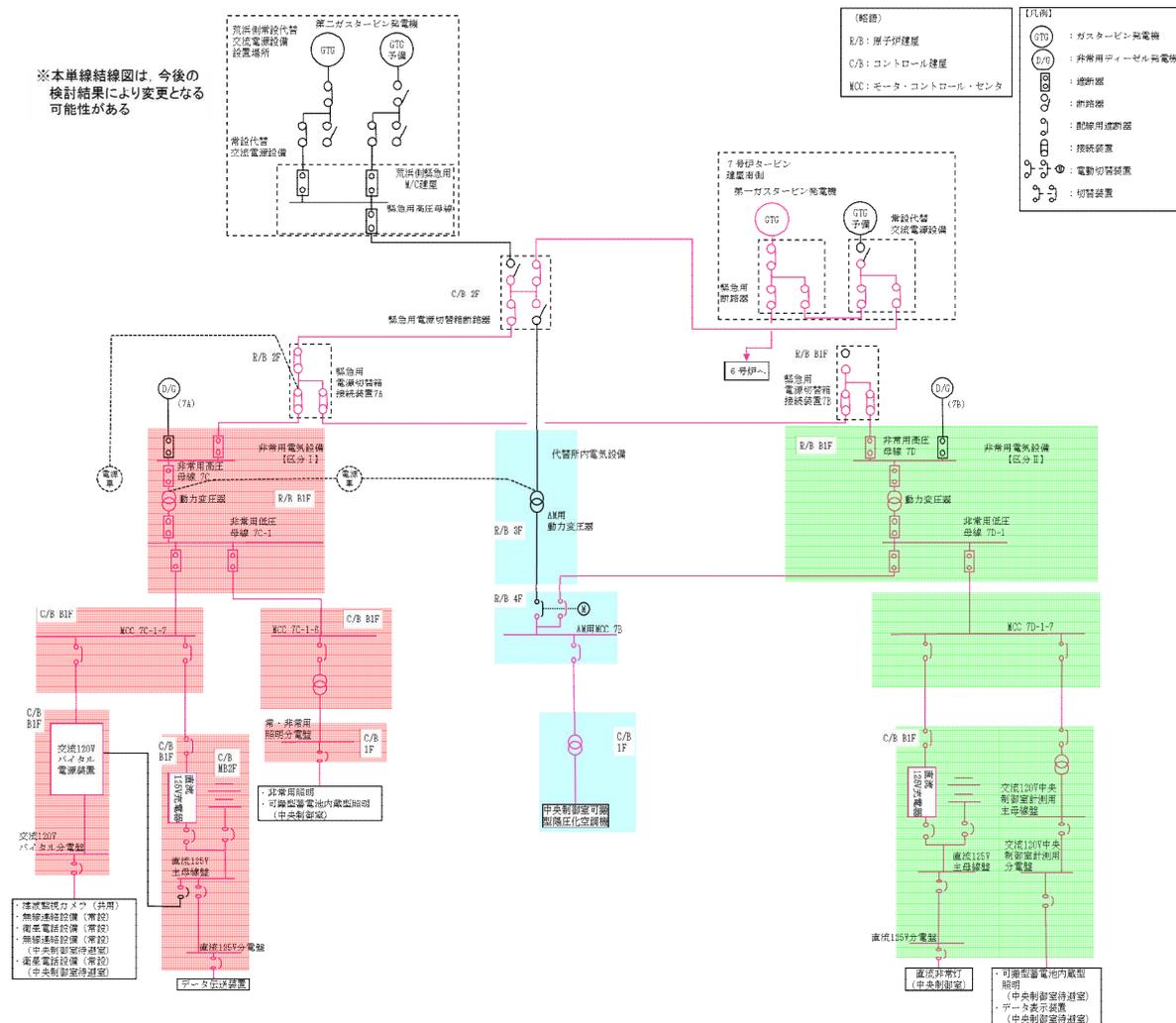


図1 6号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等)



## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/2)

技術的能力審査基準 (1,16)	番号	設置許可基準規則 (59条)	技術基準規則 (74条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な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。	①	【本文】 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施さなければならない。	①
【解釈】 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）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。	—	【解釈】 1 第59条に規定する「運転員がとどま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。	【解釈】 1 第74条に規定する「運転員がとどま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) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。	②	a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	※1
b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。 ※1原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）は、技術的能力「1.14電源の確保に関する手順等」で整理	※1	b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナシス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナシス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	②
		c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	③

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/2)

：重大事故対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
中央制御室の運転手換気空調系設備	中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット・ブロワユニット)	新設	① ②	-	-	-	-	-	-
	中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト	新設			-	-	-	-	-
	差圧計	新設			-	-	-	-	-
	中央制御室換気空調系給排気隔離弁 (MCR外気取入ダンパ, MCR排気ダンパ, MCR非常用外気取入ダンパ)	既設			-	-	-	-	-
	中央制御室換気空調系ダクト	既設			-	-	-	-	-
	中央制御室遮蔽	既設			-	-	-	-	-
	常設代替交流電源設備	新設			-	-	-	-	-
中央制御室待避室の準備	中央制御室待避室遮蔽	新設	① ②	-	カードル式空気ポンプユニット	可搬	(参集要員で実施)	6人	自主対策とする理由は本文参照
	中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンプ)	新設							
	中央制御室待避室陽圧化装置 (配管・弁)	新設							
	差圧計	新設							
中央制御室の照明確保	可搬型蓄電池内蔵型照明	新設	① ②	-	非常用照明	常設	-	-	設計基準対処設備のため使用できたら使用する
	常設代替交流電源設備	新設							
	乾電池内蔵型照明	新設							
中央制御室待避室の酸化炭素・二酸化炭素濃度測定	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	新設	① ②	-	-	-	-	-	-
中央制御室待避室の照明確保	可搬型蓄電池内蔵型照明	新設	① ②	-	-	-	-	-	-
	常設代替交流電源設備	新設							
	乾電池内蔵型照明	新設							
中央制御室待避室の酸化炭素・二酸化炭素濃度測定	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	新設	① ②	-	-	-	-	-	-
中央制御室待避室による監視	データ表示装置 (待避室)	新設	① ②	-	-	-	-	-	-
	無線連絡設備 (常設) (待避室)	新設							
	無線連絡設備 (常設) (屋外アンテナ)	新設							
	衛星電話設備 (常設) (待避室)	新設							
	衛星電話設備 (常設) (屋外アンテナ)	新設							
汚染の防止	乾電池内蔵型照明	新設	① ③	-	非常用照明	常設	-	-	設計基準対処設備のため使用できたら使用する
	防護具及びびチェンジングエリア設常用資機材	新設							

## 重大事故時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、「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」(以下、「設置許可基準規則」)の解釈第 59 条 1b) 及び技術基準の解釈第 74 条 1b)、並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下、「審査ガイド」)に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」である「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」(以下、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」)においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。したがって、審査ガイド 4.2 (3) h. 被ばく線量の重ね合わせに基づき、6 号及び 7 号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。

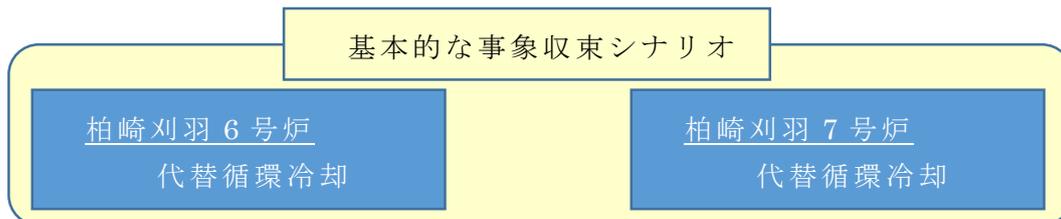


図 1 基本シナリオ

しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これを被ばく評価における基本想定シナリオとする。

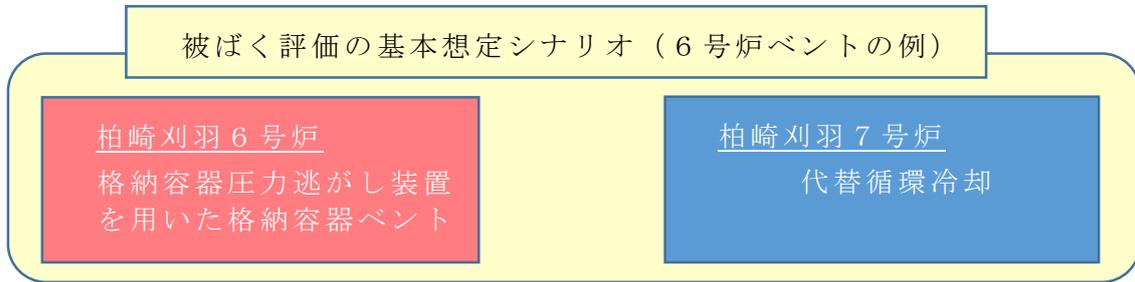


図 2 被ばく評価基本シナリオ例

なお、更なる安全性向上の観点から、更に2つのシナリオを想定して、自主的な対策を講じることとする。1つ目のシナリオとして、遮蔽設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた遮蔽設計を行うこととする。



図 3 安全性向上のためのシナリオ①（遮蔽）

2つ目のシナリオとして、空調設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、非同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた自主的な対策を講じることとする。



図 4 安全性向上のためのシナリオ②（空調）

中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

格納容器圧力逃し装置使用時に待避する中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を、「空気調和・衛生工学便覧 空気調和設備設計」に基づき評価を実施した。

(1) 必要空気供給量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数： $n=20$  名
- ・ 許容二酸化炭素濃度： $C=0.5\%$ （労働安全衛生規則）
- ・ 大気二酸化炭素濃度： $C_0=0.039\%$ （標準大気の二酸化炭素濃度）
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量： $M=0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量： $Q_1=100\times M\times n / (C-C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 100 \times 0.022 \times 20 \div (0.5 - 0.039) \\ &= 95.45 \\ &\doteq 95.5\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数： $n=20$  名
- ・ 吸気酸素濃度： $a=20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度： $b=18\%$ （労働安全衛生規則）
- ・ 成人の呼吸量： $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度： $d=16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 必要換気量： $Q_1=c \times (a-d) \times n / (a-b) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 20 \div (20.95 - 18.0) \\ &= 14.81 \\ &\doteq 14.9\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上により，空気ポンベ陽圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の  $95.5\text{m}^3/\text{h}$  とする。

## (2) 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間陽圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の  $95.5\text{m}^3/\text{h}$  及びポンベ供給可能空気量  $5.5\text{m}^3/\text{本}$  から下記のとおり 174 本となる。なお，中央制御室待避室においては陽圧化試験を実施し必要ポンベ本数が 10 時間陽圧化維持するのに十分であることの確認を実施し，予備のポンベ容量について決定する。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa (at35℃)
- ・ポンベ内容積：46.7L
- ・圧力調整弁最低制御圧力：0.89MPa
- ・ポンベ供給可能空気量： $5.50\text{m}^3/\text{本}$  (at -4℃)

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ本数} &= 95.5\text{m}^3/\text{h} \div 5.50\text{m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \\ &= 173.7 \\ &\approx 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

## (3)酸素濃度，二酸化炭素濃度に関する法令要求について

酸素濃度・二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法及びJEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に基づき，酸素濃度が許容濃度の18%を下回るおそれがある場合，又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合に，外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

## 酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛、吐き気 目まい、筋力低下 失神昏倒、7～8分以内に死亡 瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡
12%	
8%	
6%	

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」（一部抜粋）

## 【付属書解説2.5.2】事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には，中央制御室内のCO2濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

## (1) 許容CO2濃度

事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO2濃度は100万分の5000

（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO2濃度もこれに準拠する。したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

## 炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

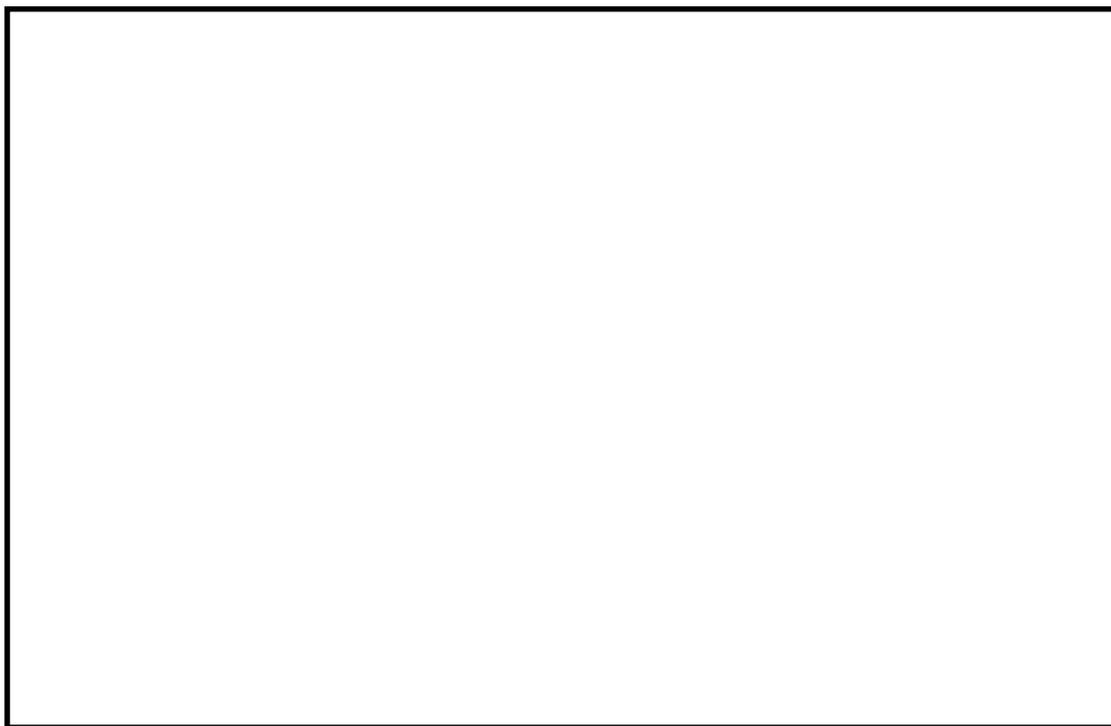
事故時運転操作手順書（徴候ベース）では、原子炉への注水システムを十分に確保できず原子炉水位が TAF 未満となった際に、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて、ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内の  $\gamma$  線線量率の状況を確認し、図 1 に示す設計基準事故相当の  $\gamma$  線線量率の 10 倍を超えた場合を、炉心損傷の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して格納容器内に流入する事象進展を捉まえて、格納容器内の  $\gamma$  線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断、及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また、福島事故時に原子炉水位計、格納容器内雰囲気放射線レベル計等の計器が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断出来なかったことに鑑み、格納容器内雰囲気放射線レベル計に頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器内雰囲気放射線レベル計の使用不能の場合は、「原子炉圧力容器温度計：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器温度は、炉心が冠水している場合には、SRV 動作圧力（安全弁機能の最大 8.20MPa [gage]）における飽和温度約 298℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

なお、炉心損傷判断は格納容器内雰囲気放射線レベル計が使用可能な場合は、当該計器にて判断を行う。



(1) ドライウエルの  $\gamma$  線線量率



(2) サプレッション・チェンバの  $\gamma$  線線量率

図 1 SOP 導入条件判断図

## 全交流動力電源喪時の中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉処置について

### (1) 作業概要

全交流動力電源喪失時の中央制御室陽圧化のため、中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉処置を行う。

### (2) 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名 (現場)

操作時間 (想定) : 30分

### (3) 作業の成立性

#### a. アクセス性

中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉操作は、中央制御室の隣の中操空調換気空調系送・排風機室で実施するためアクセス性に問題はない。全交流動力電源喪失のため、可搬型照明の懐中電灯とヘッドライトを使用し移動する。

#### b. 作業環境

給排気隔離弁閉処置作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。全交流動力電源喪失のため、一人が閉処置している間は、もう一人が懐中電灯とヘッドライトで作業者を照らす。

#### c. 作業性

給排気隔離弁閉処置作業は、弁を閉側へ回す作業のみであり容易に操作実施可能である。

#### d. 連絡手段

事故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中央制御室へ直接連絡が可能である。



図 1 中央制御室換気空調系給排気隔離弁配置図（6号炉）

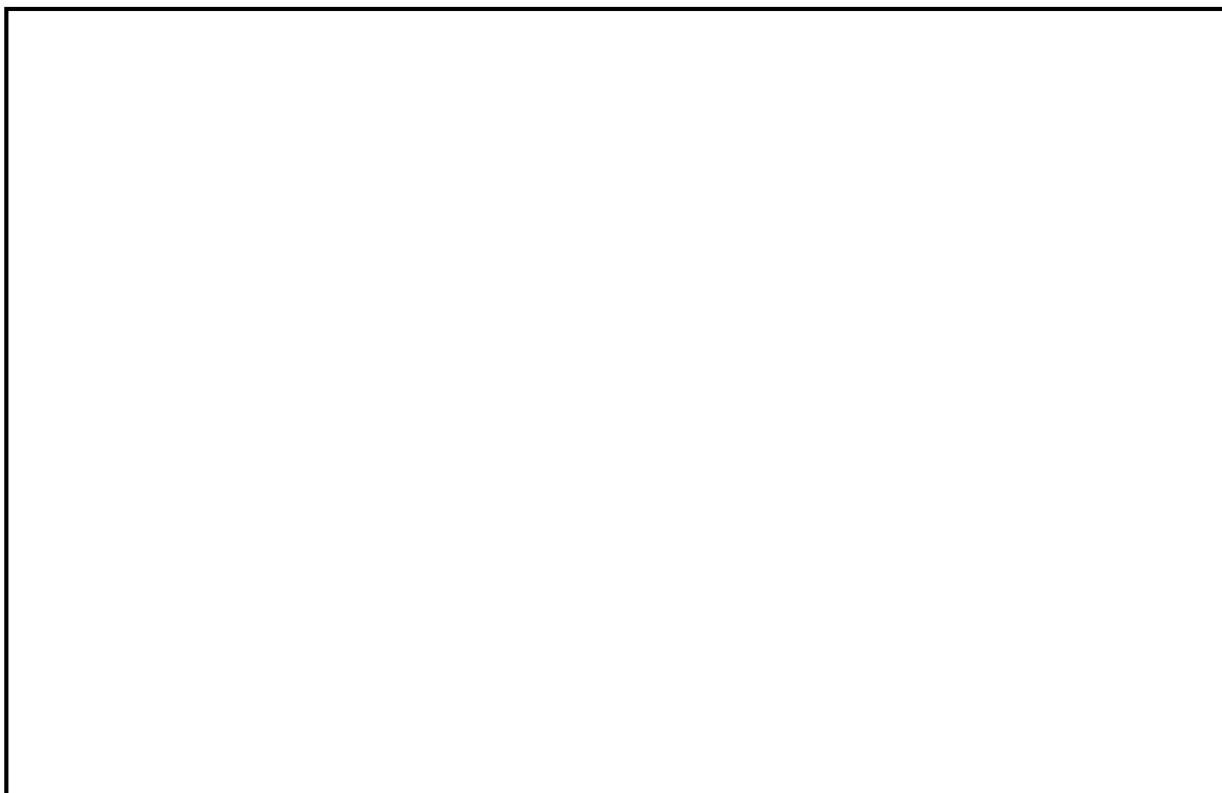


図 2 中央制御室換気空調系給排気隔離弁配置図（7号炉）

## 中央制御室可搬型陽圧化空調機起動操作について

### (1) 作業概要

中央制御室の陽圧化の実施条件成立時に，可搬型陽圧化空調機を起動し，中央制御室を陽圧化する。

### (2) 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名（現場）

操作時間（想定）：30分

### (3) 作業の成立性

#### a. アクセス性

可搬型陽圧化空調機の起動操作は，コントロール建屋1階のC/B計測制御電源盤区域(B)送・排風機室で実施するためアクセス性に問題はない。全交流動力電源喪失のため，可搬型照明の懐中電灯とヘッドライトを使用し移動する。

#### b. 作業環境

中央制御室可搬型陽圧化空調機の作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はない。全交流動力電源喪失のため，一人が閉処置している間は，もう一人が懐中電灯とヘッドライトで作業者を照らす。

#### c. 作業性

中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作は，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し，中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動操作するのみであり，容易に操作実施可能である。

#### d. 連絡手段

事故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中央制御室へ直接連絡が可能である。

## 中央制御室待避室の陽圧化準備操作について

### (1) 作業概要

炉心損傷後の格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室の陽圧化のための準備操作を行う。

### (2) 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名 (現場)

操作時間 (想定) : 30分

### (3) 作業の成立性

#### a. アクセス性

中央制御室待避室の陽圧化準備操作は、コントロール建屋1階通路及び廃棄物処理建屋1階通路で実施するためアクセス性に問題はない。全交流動力電源喪失のため、可搬型照明の懐中電灯とヘッドライトを使用し移動する。

#### b. 作業環境

中央制御室待避室の陽圧化準備作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。全交流動力電源喪失のため、一人が閉処置している間は、もう一人が懐中電灯とヘッドライトで作業者を照らす。

#### c. 作業性

中央制御室待避室の陽圧化準備作業は、空気ポンベの元弁を開側へ回す作業のみであり容易に操作実施可能である。

#### d. 連絡手段

事故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中央制御室へ直接連絡が可能である。

## 可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作について

## (1) 可搬型蓄電池内蔵型照明を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型蓄電池内蔵型照明は、6号炉及び7号炉にて3台使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。可搬型蓄電池内蔵型照明を操作箇所に応じて向きを変更することにより、更に照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型蓄電池内蔵型照明が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

表1 中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3 (予備1台)	<ul style="list-style-type: none"> <li>定格電圧：交流100V</li> <li>点灯可能時間：12時間以上</li> </ul>
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	20台 (6号炉, 7号炉共用) (中央制御室対応として 中央制御室主盤エリア5台 + 中央制御室裏盤エリア10台 + 中央制御室待避室2台 + 予備3台)	電源：乾電池 (単一×3) 点灯可能時間：約72時間 (消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。)
乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト) 	中央制御室	4台 (6号炉, 7号炉共用) (ランタンタイプLEDの補助)	電源：乾電池 (単三×6) 点灯可能時間：約30時間
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	100台 (6号炉及び7号炉の運転員全員に配備)	電源：乾電池 (単三×1) 点灯可能時間：約8時間 (管理区域での作業可能な10時間点灯できるように予備乾電池を持参する。)

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は、図1に示すとおり大型表示盤から約5mの主盤位置と約8mの机位置に設置した場合で、直流照明の設計値である照度（1ルクス）に対し、大型表示盤表面で約20ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



（※貼付画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。）

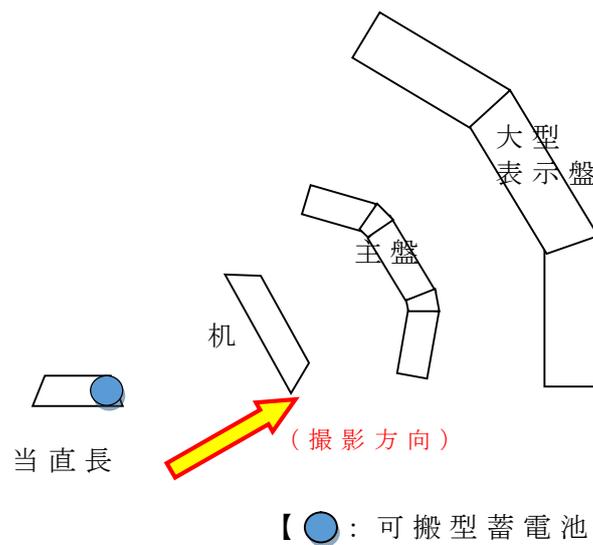


図1 シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

同様に、重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した裏盤について、図2に示すとおり可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は盤から約1mの位置に設置した場合で、制御盤表面で約10ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



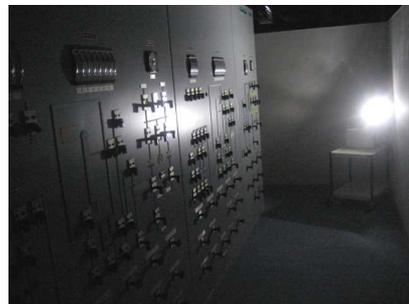
(※貼付画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。)

(撮影方向)



裏盤

【●: 可搬型蓄電池内蔵型照明】



(上記撮影を逆方向から撮影、右端が照明設備)

図2 裏盤における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

## チェンジングエリアについて

## (1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「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」第 59 条第 1 項（原子炉制御室）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第 74 条第 1 項（原子炉制御室）に基づき，原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお，チェンジングエリアは 6 号及び 7 号炉共用とする。

## (2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，中央制御室バウンダリに隣接するとともに，要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内に設営する。概要は表 1 のとおり。

表 1 チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	コントロール建屋 地下 1 階～2 階 東側エリア	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	{ エアーテント コントロール 建屋内 }	設営の容易さ及び迅速化の観点から，エアーテントを採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，保安班長が，事象進展の状況，参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して，チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合，チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	保安班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている保安班要員が設営を行う。

(3)チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは，中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは，図1のとおり。

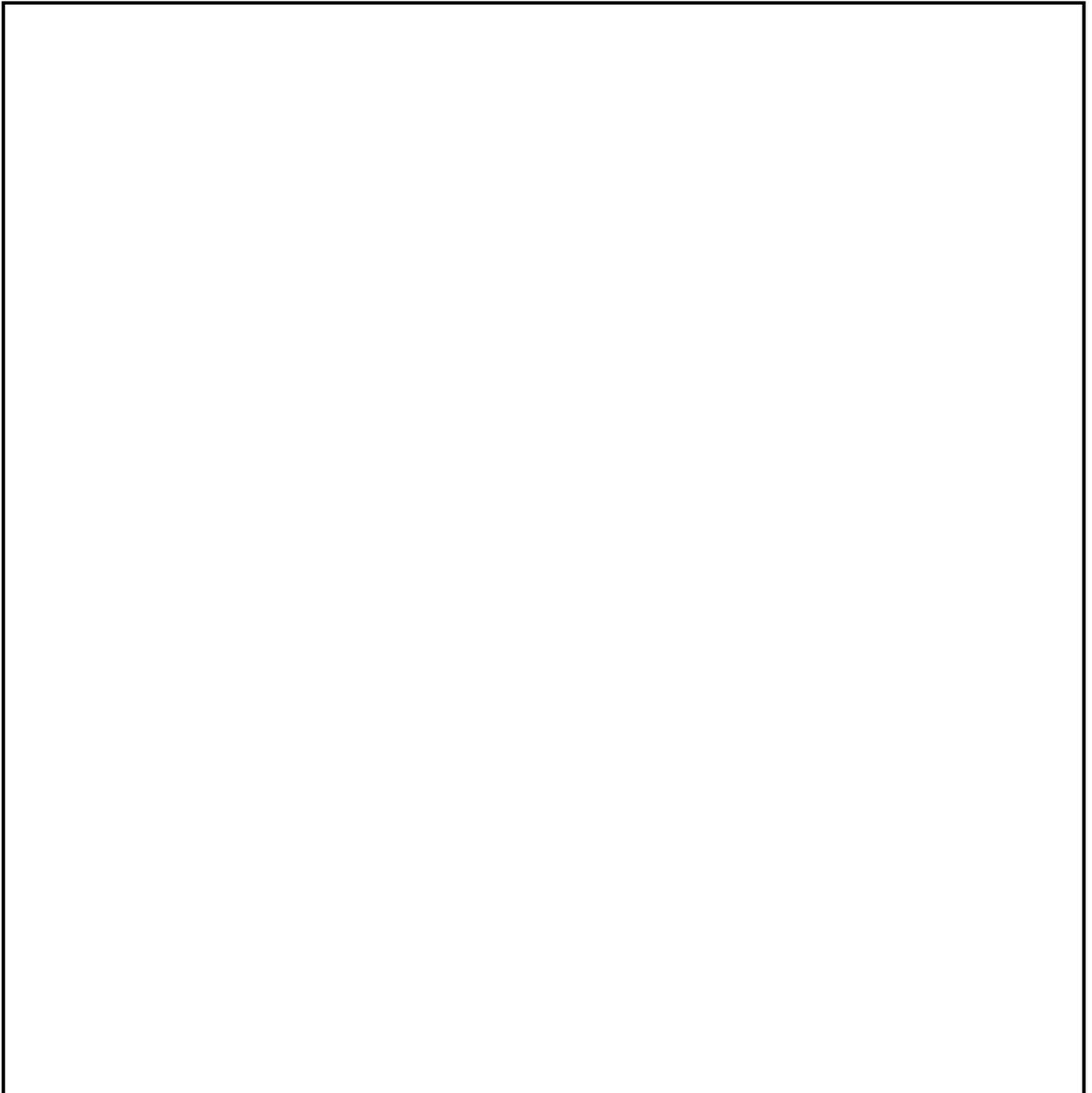


図1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所  
及びアクセスルート

## (4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

## a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、図2の設営フローに従い、図3のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、保安班員2名で、約60分を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の要員（休祭日・平日夜間）の保安班2名、又は参集要員（10時間後までに参集）のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、保安班長が、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、事象進展の状況、参集済みの陽員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに実施する。

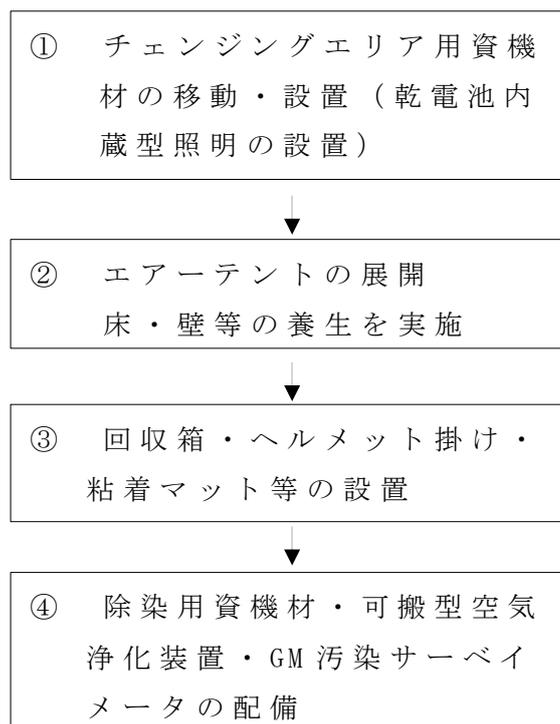


図2 チェンジングエリア設営基本フロー

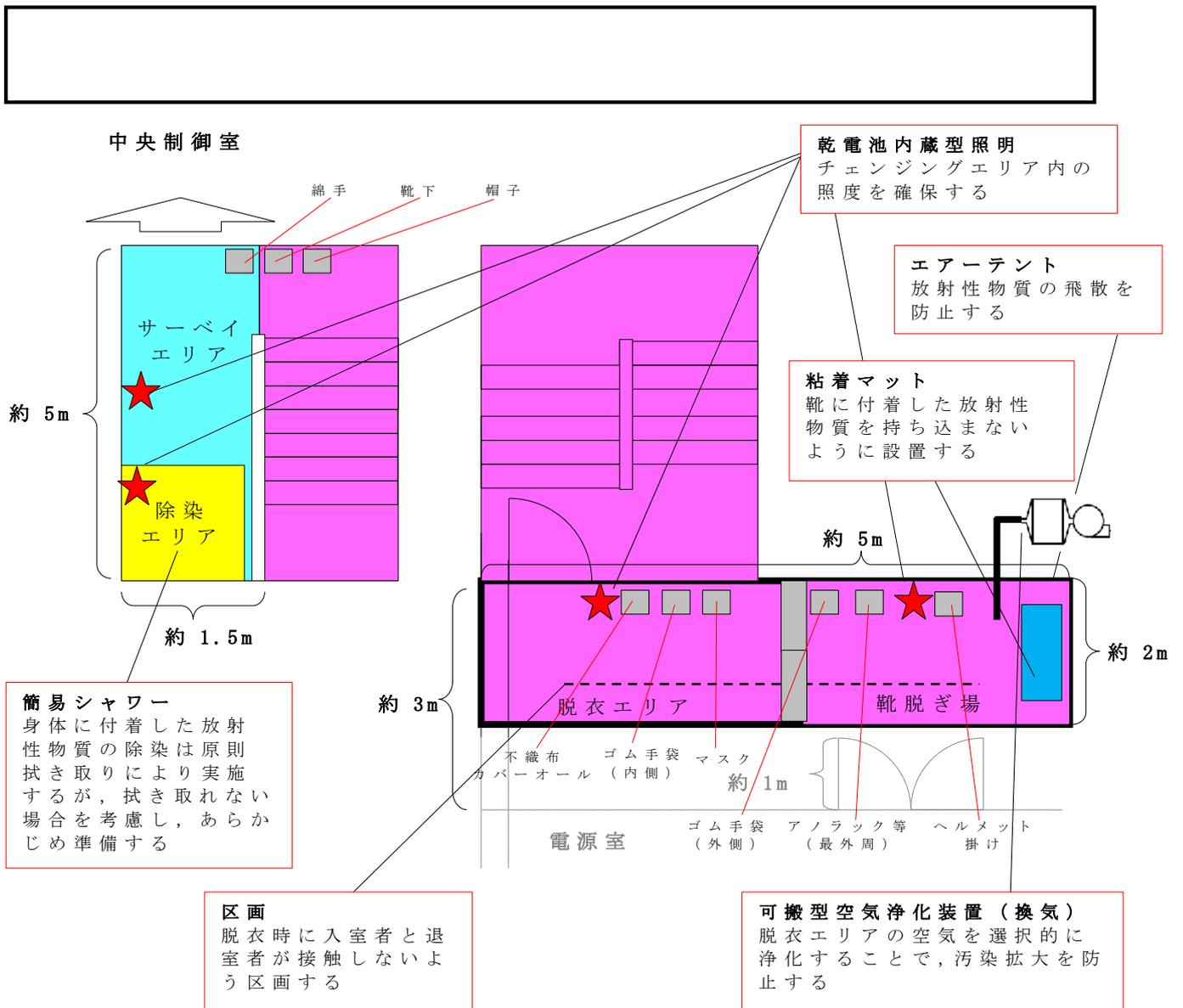


図 3 中央制御室チェン징エリア

## b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表2のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

表2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量 (6/7号炉共用)	根拠
エアーテント	1式	チェンジングエリア 設営に必要な数量
養生シート	2巻	
フェンス	4枚	
バリア	2個	
粘着マット	2枚	
ポリ袋	20枚	
テープ	2巻	
ウエス	1箱	
ウェットティッシュ	2巻	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1式	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	2台(予備1台)	
乾電池内蔵型照明	4台(予備1台)	

(5)チェンジングエリアの運用

(出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理)

a. 出入管理

チェンジングエリアは，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室に待機していた要員が，中央制御室外で作業を行った後，再度，中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 3 のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。  
汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、汚染区域用靴、ヘルメット、ゴム手袋外側、アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、不織布カバーオール、ゴム手袋内側、マスク、帽子、靴下、綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班要員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、保安班要員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、保安班要員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

## e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェン징エリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴等を着用する。
- ・保安班要員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

## f. 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図4のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

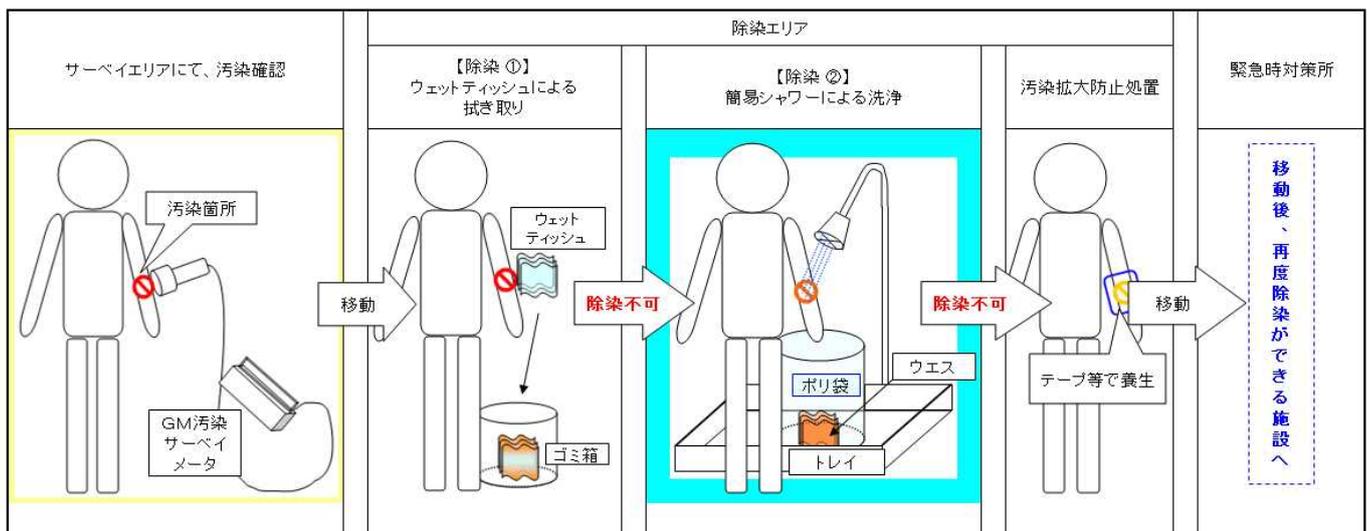


図4 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

保安班要員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的(1回/日以上)に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

## (6)チェンジングエリアに係る補足事項

## a. 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し、脱衣エリアを換気することで、中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止のため可搬型空気浄化装置で換気ができていることの確認は、チェンジングエリアのエアータント生地がしぼむ状態になっているかどうかを目視で確認する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図5に示す。

なお、中央制御室は原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

	<p>○外形寸法： 縦 380× 横 350× 高 1100mm</p> <p>○風量： 9m<sup>3</sup>/min (540m<sup>3</sup>/h)</p> <p>○重量： 43Kg</p> <p>○フィルタ： 微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p><b>微粒子フィルタ</b></p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p><b>よう素フィルタ</b></p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図5 可搬型空気浄化装置の仕様等

## b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図 6 のとおりであり、仕様は表 3 のとおり。チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

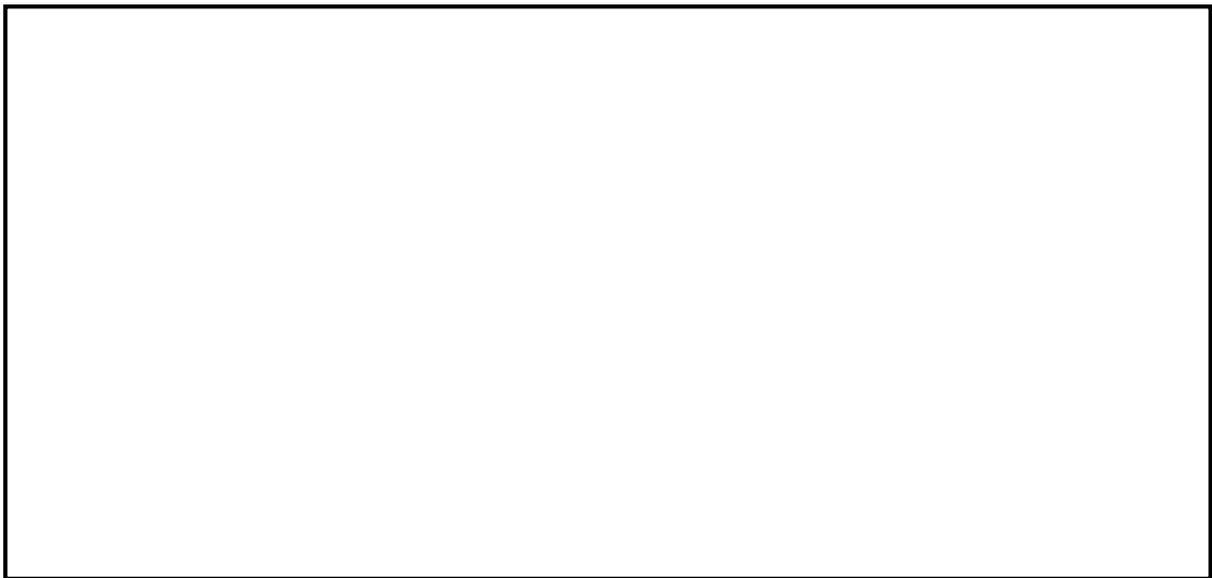


図 6 エアーテントの外観

表 3 エアーテントの仕様

エアーテント	
サイズ	幅 2m×奥行 5m×高さ 2m 程度
本体重量	約 50kg
サイズ（折り畳み時）	80cm×80cm×50cm 程度
送風時間（高圧ボンベ※）	約 3 分

※手動及びブロワによる送風による展開も可能な設計とする。

## c. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、一定の気密性が確保されたコントロール建屋内に設置し、図 7 のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに、チェンジングエリア周辺を循環運転することによりチェンジングエリア周辺の放射性物質を低減する。

図7のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで、中央制御室に汚染を持ち込まないよう管理を行う。

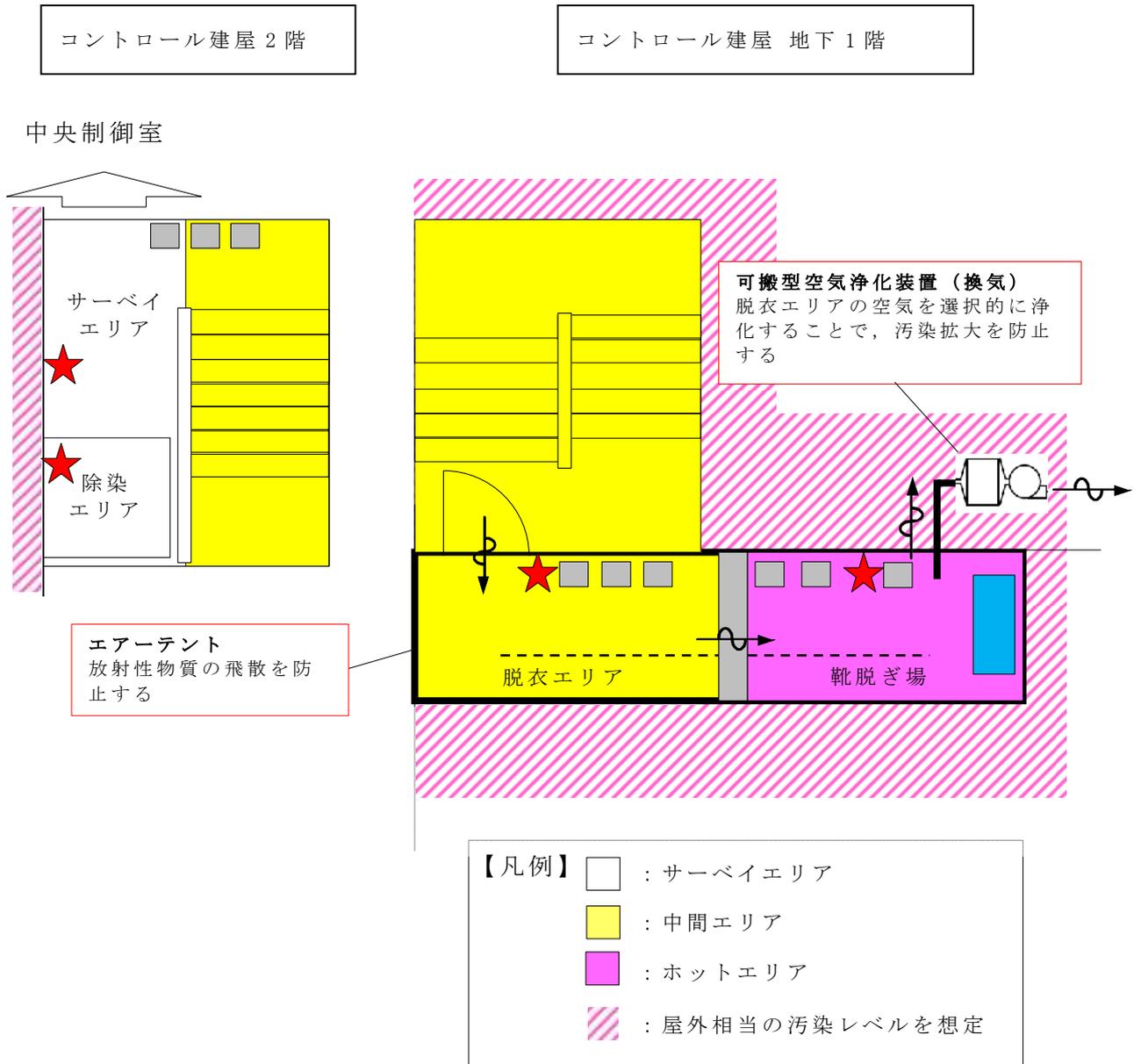


図 7 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

## d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が，他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は，汚染箇所を養生するとともに，サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は，速やかに養生シートを張り替える等により，要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。

また，中央制御室への入室の動線と退室の動線を養生シート等で区画することで，脱衣時の接触を防止する。さらに，脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで，脱衣する要員同士の接触を防止する。なお，中央制御室から退室する要員は，防護具を着用しているため，中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても，汚染が身体に付着することはない。

## (7) 汚染の管理基準

表 4 のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，表 4 の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 4 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外(発電所構内全般)へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1, 300cpm (4Bq/cm <sup>2</sup> )	法令に定める表面汚染密度限度(アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度) : 40Bq/cm <sup>2</sup> の 1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40, 000cpm (120Bq/cm <sup>2</sup> )	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13, 000cpm (40Bq/cm <sup>2</sup> )	原子力災害対策指針における OIL4 【1 ヶ月後の値】 に準拠

## (8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は、中央制御室可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで希ガス以外の放射性物質の流入防止対策を行っているため、マスク着用は不要とする。

## (9) 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために5台（予備1台含む）を使用する。乾電池内蔵型照明の仕様を表5に示す。

表5 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	4台（予備1台）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）

## (10) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で4組を想定し、同時に8名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に8名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約21分であり、全ての要員が汚染している場合でも約36分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

(11)保安班の緊急時対応のケーススタディー

保安班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用することが決定した場合、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転(50分)、可搬型エリアモニタの設置(30分)、可搬型モニタリングポストの設置(最大420分)、可搬型気象観測装置の設置(90分)を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、保安班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートを示す。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合(ケース①)には、すべての対応を並行して実施することになる。また、夜間・休日に事故が発生した場合で、10条発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合(ケース②)は、原子力防災組織の要員の保安班2名で、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

・ ケース① (平日昼間の場合)

対応項目	要員	参集前 参集後	0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12																				
			0 参集後 参集済 10条 15 10条																				
状況把握(モニタリング・ポストなど)	保安班(現場)	2																					
可搬型陽圧化空調機の運転	保安班(現場)	2																					
可搬型エリアモニタの設置	保安班(現場)	2																					
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場)	2																					
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場)	2																					
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																					
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																					

・ ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

対応項目	要員	参集前 2	参集後 15	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
				事象発生 ▼ 10条 ▼ 要員参集													
状況把握(モニタリング・ポストなど)	保安班(現場)	2															
可搬型陽圧化空調機の運転	保安班(現場)	2															
可搬型エアモニタの設置	保安班(現場)	2															
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場)	2															
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場)	2															
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2															
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2															

※可搬型モニタリングポストの設置の前に，保安班長の判断によりチェンジングエリアの設営を優先。

## 中央制御室内に配備する資機材の数量について

## (1)放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を表 1 及び表 2 に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 1 防護具の配備数

品名	配備数 (6/7号炉共用) ※7			
	免震重要棟内 緊急時対策所	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室	構内 (参考)
不織布カバーオール	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
全面マスク	810 個※3	810 個※3	180 個※10	約 2,000 個
チャコールフィルタ	3,780 個※2	3,780 個※2	840 個※9	約 5,000 個
アノラック	945 着※4	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	40 足※5	10 足※12	約 300 足
タングステンベスト	14 着※6	14 着※6	—	10 着
セルフエアセット※13	4 台	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器※14	—	—	5 台	約 20 台

※1：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕。以下同様）×7日×1.5倍

※2：※1×2

※3：180名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：180名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名＋保安班要員15名）×0.5（現場要員の半数）

※6：14名（ブルーム通過時現場復旧班要員14名）

※7：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※8：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×7日×1.5倍

※9：※8×2

※10：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）

※13：初期対応用3台＋予備1台

※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用4台＋予備1台

## 1.5 倍の妥当性の確認について

## 【緊急時対策所】

参集要員召集後（1日目）、1～7号炉対応の緊急時対策要員数は164名+自衛消防隊10名であり、機能班要員84名、現場要員80名及び自衛消防隊10名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は12時間に1回交替するため、2回の交替分を考慮する。また、現場要員80名は、1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降（2日目以降）、1～7号炉対応の緊急時対策要員数は71名であり、機能班要員54名、現場要員17名及び自衛消防隊10名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は7日目以降に1回交替するため、1回の交替分を考慮する。また、現場要員は、1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

$$174 \text{ 名} \times 2 \text{ 交替} + 80 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} + 71 \text{ 名} + 10 \text{ 名} + 17 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} \\ = 1,521 \text{ 着} < 1,890 \text{ 着}$$

## 【中央制御室】

要員数18名は、運転員（中操）7名と運転員（現場）11名で構成されている。このうち、運転員（中操）は、中央制御室内を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要がない。ただし、運転員は2交替を考慮し、交替時の1回着用を想定する。また、運転員（現場）は、1回現場に行くことを想定している。

$$18 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} + 11 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} = 406 \text{ 着} < 420 \text{ 着}$$

なお、いずれの場合も防護具類が不足する場合は、構内より適宜運搬することにより補充する。

表 2 計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 <sup>※5</sup>
		中央制御室（6/7号炉共用）
個人線量計	電子式線量計	70台 <sup>※1</sup>
	ガラスバッチ	70台 <sup>※1</sup>
GM汚染サーベイメータ		3台 <sup>※2</sup>
電離箱サーベイメータ		2台 <sup>※3</sup>
可搬型エアモニタ		3台 <sup>※4</sup>

※1：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）＋

46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕

※2：中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用

※3：中央制御室のモニタリングに使用

※4：各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時（原子力災害対策特別措置法第10条特定事象）

※5：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

## 運転員等の交替要員体制の被ばく評価について

運転員の勤務形態は、通常サイクル 5 班 2 交替で運用しており、具体的には表 1 のとおり。

表 1 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1 直	8 : 30 ~ 21 : 25
2 直	21 : 00 ~ 8 : 55

重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、通常時と同様の勤務形態を継続することとしている。

運転員の被ばく評価については、表 2 の運転員交替スケジュールで 6 号炉、7 号炉がそれぞれベントを行った際の各班の被ばく評価を行った。6 号炉ベント操作実施時の被ばく評価（7 号炉の寄与含む）を表 3 に、7 号炉ベント操作実施時の被ばく評価（7 号炉の寄与含む）を表 4 に示す。

表 3、表 4 の被ばく評価結果より、6 号炉又は 7 号炉でベント操作を実施した場合においても、運転員の被ばく線量は 100mSv を超えないことを確認した。

表 2 直交替スケジュール

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	滞在時間	入退域回数
A 班	1 直	1 直	2 直	2 直	明	休	休	49h40m	8 回
B 班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	0h	0 回
C 班	休	休	1 直	1 直	2 直	2 直	明	49h40m	8 回
D 班	明	休	休	休	1 直	1 直	2 直	37h45m	6 回
E 班	2 直	2 直	明	休	休	休	1 直	36h45m	6 回

表 3 6号炉ベント時の運転員の交替を考慮した被ばく線量(mSv)※1

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 4.7 (約 5.3)	約 7.2 (約 8.0)	約 13 (約 14)	約 9.8 (約 10)	—	—	—	約 35 (約 37)
B班	—	—	—	—	—	—	—	0
C班	—	—	約 27 (約 28)	約 11 (約 12)	約 8.8 (約 9.3)	約 8.1 (約 8.6)	—	約 56 (約 58)
D班	—	—	—	—	約 9.8 (約 10)	約 8.9 (約 9.3)	約 4.0 (約 4.3)	約 23 (約 24)
E班	約 7.3 (約 8.2)	約 18 (約 19)	—	—	—	—	約 11 (約 12)	約 37 (約 39)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

表 4 7号炉ベント時の運転員の交替を考慮した被ばく線量(mSv)※1

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 3.1 (約 3.6)	約 4.4 (約 4.9)	約 13 (約 13)	約 8.5 (約 8.7)	—	—	—	約 29 (約 30)
B班	—	—	—	—	—	—	—	0
C班	—	—	約 34 (約 34)	約 11 (約 11)	約 7.5 (約 7.8)	約 6.5 (約 6.7)	—	約 59 (約 60)
D班	—	—	—	—	約 8.6 (約 8.8)	約 7.6 (約 7.8)	約 3.0 (約 3.1)	約 19 (約 20)
E班	約 4.8 (約 5.5)	約 20 (約 21)	—	—	—	—	約 8.3 (約 8.7)	約 33 (約 36)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

【判断基準：運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと】

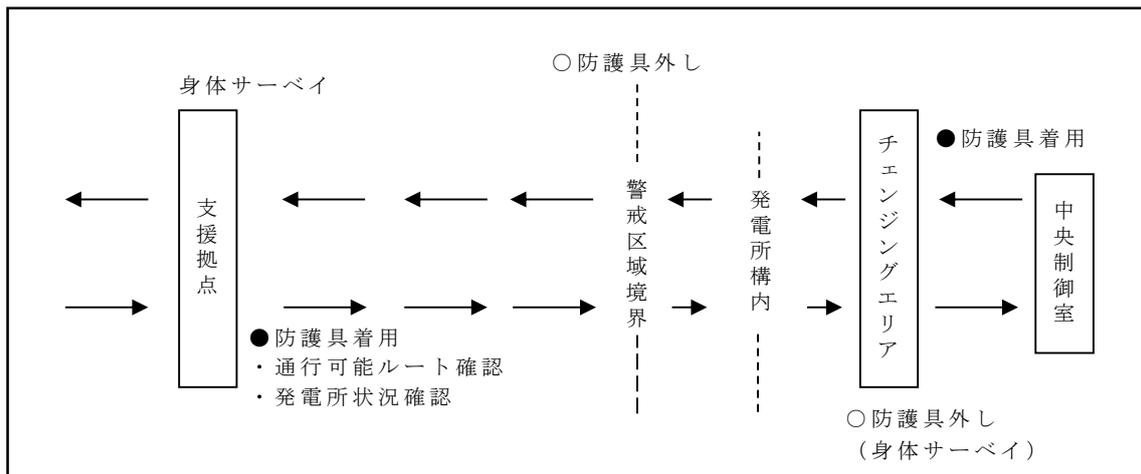
〈主な評価条件〉

- 事故シーケンス「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」
- 中央制御室滞在時間（最大）49 時間 40 分
- 入退域回数（最大）8 回
- 評価期間 7 日間

## 交替要員の放射線防護と移動経路について

運転員等の交替要員は、発電所への入域及び退域の際に放射線防護管理による被ばくの低減を行う。以下にその放射線防護措置と移動経路を示す。

- ① 発電所に入域するにあたり原子力災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）にて発電所内の情報を入手し、必要な放射線防護具を着用する。
- ② 通行できる事が確認されたルートを通り発電所へ入域後、中央制御室入口付近に設置したチェンジングエリアで身体サーベイを実施する。
- ③ 汚染が認められなければ中央制御室に入室し、運転員等との引継ぎを実施する。
- ④ 引継ぎを終えた運転員等は、放射線防護具を着用したまま中央制御室を退室後、警戒区域境界の指定された場所へ移動を行い、放射線防護具を脱衣し、警戒区域外の支援拠点にて身体サーベイを実施する。



1.16 操作手順の解釈一覧

手順	操作基準記載内容	解釈	
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等	(1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等 a. 交流動力電源が正常な場合 b. 全交流動力電源が喪失した場合	MCR外気取入ダンパ (A/B)	(6号炉) U41-DAM-601 (A/B) (7号炉) U41-F001 (A/B)
		MCR排気ダンパ (A/B)	(6号炉) U41-DAM-604 (A/B) (7号炉) U41-F002 (A/B)
	(1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等 a. 交流動力電源が正常な場合 b. 全交流動力電源が喪失した場合	中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持	中央制御室の圧力を隣接区画より +20Pa以上 +40Pa未満に維持
	(1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等 a. 交流動力電源が正常な場合 b. 全交流動力電源が喪失した場合	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニットの流量を調整	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニットの流量を6号及び7号炉共に2250~3000m <sup>3</sup> /hに調整
	(2) 中央制御室待避室の準備手順	中央制御室待避室陽圧化装置空気ポンベ元弁	U41-F220A~F220H, F220J, F220K
		中央制御室待避室陽圧化装置空気給気第一弁、第二弁	U41-F217A, F218A
		中央制御室待避室陽圧化装置空気給気差圧調整弁	U41-F206
		中央制御室待避室陽圧化装置カードル式空気ポンベユニット接続弁	U41-F219
	(2) 中央制御室待避室の手順等	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より +60Pa以上に維持
	(4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度測定と濃度管理手順	MCR非常用外気取入ダンパ (A/B)	(6号炉) U41-DAM-602 (A/B) (7号炉) U41-F003 (A/B)
	(6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素濃度測定と濃度管理手順	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より +60Pa以上に維持
	(11) 現場のアクセス性について	MCR外気取入ダンパ (A/B)	(6号炉) U41-DAM-601 (A/B) (7号炉) U41-F001 (A/B)
		MCR排気ダンパ (A/B)	(6号炉) U41-DAM-604 (A/B) (7号炉) U41-F002 (A/B)

事故発生直後から中央制御室内放射線量が急上昇した時の対応について

1. はじめに

想定事象を超えてはいるが、全交流動力電源喪失等により中央制御室から中央制御室換気空調系の隔離弁操作ができない状態で、事故発生直後から中央制御室内放射線量が上昇した際の現場対応（中央制御室換気空調系隔離弁閉操作）について示す。

2. 中央制御室換気空調系隔離弁の閉操作について

中央制御室換気空調系が通常運転モード時の隔離弁の「開」「閉」状態については図1のとおり。中央制御室線量上昇時に中央制御室を最も短縮した操作で隔離する場合、6号及び7号炉共にMCR排気ダンパ（2弁）とMCR外気取入ダンパ（1弁）の合計6弁を閉操作すると中央制御室は換気隔離される。（通常操作は、6号及び7号炉共にMCR排気ダンパ（2弁）とMCR外気取入ダンパ（2弁）の閉操作とMCR非常時外気取入ダンパ（2弁）の閉確認操作を行う。）

最も短縮した操作で中央制御室を隔離状態した場合は図2のとおり。

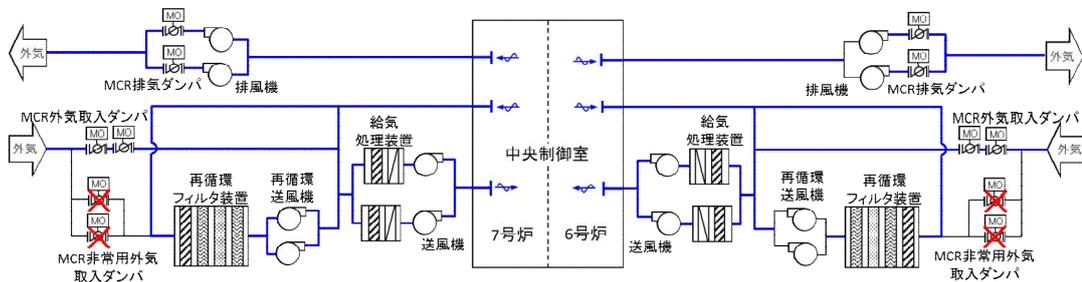


図1 中央制御室換気空調系の概要図（通常運転モード）

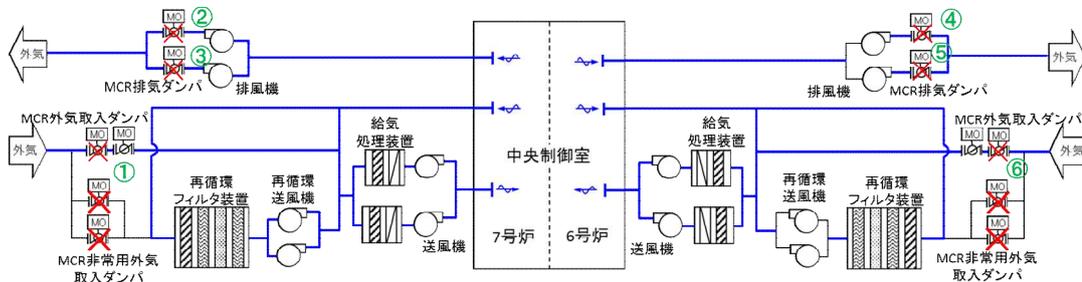


図2 中央制御室隔離状態図（最も短縮した操作で隔離）

1 弁あたりの操作時間(弁間の移動時間含む)は5分で対応可能であり、2人1組で操作した場合5分×6弁=30分で隔離可能である。(現場運転員が別々に弁を閉操作すると15分で対応可能)

### 3. 中央制御室換気空調系隔離弁までの移動経路について

当該隔離操作は、事故発生時に火災が発生していなければ初期消火要員である運転員にて対応可能であるが、現場運転員で対応が可能であることを示ため、事故発生直後の作業量が多い全交流動力電源喪失対応中に当該操作を行うことを想定する。

6号及び7号炉が同時に全交流動力電源喪失した場合には、7号炉現場運転員の2組(4人)は、M/C(C)、(D)室で交流電源の受電準備を行っているが、M/C(D)が受電されれば、原子炉注水や格納容器スプレイ操作は対応可能である。よって7号炉のM/C(D)の受電準備を優先し、M/C(C)の受電準備を行っている現場運転員が中央制御室換気空調系の隔離弁閉操作を行うこととする。(6号炉の現場運転員は常設代替交流電源設備の起動操作とM/C(D)の受電準備対応を行っている。)7号炉のM/C(C)の受電準備を行っている現場運転員の移動経路は図3のとおり。

M/C(C)室から中央制御室の隔離弁まで移動経路はほぼ直線であることから10分で移動可能である。

### 4. まとめ

事故発生直後から中央制御室内放射線量が急上昇した時の対応については上記で記載したように、火災が発生していなければ初期消火要員で対応可能であるが、現場運転員で対応したとしても、中央制御室内放射線量上昇から40分(移動10分+弁閉操作30分)で中央制御室を換気隔離可能である。



図3 7号炉現場運転員移動経路（地下1階）



図 3 7号炉現場運転員移動経路（2階）

## 1.17 監視測定等に関する手順等

### < 目 次 >

#### 1.17.1 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. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備
- b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備
- c. モニタリング・ポストの電源回復あるいは機能回復の対応手段及び設備
- d. 手順等

#### 1.17.2 重大事故等発生時の手順等

##### 1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

- (1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定
- (2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定
- (3) 放射能観測車による放射性物質の濃度の測定
- (4) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定
- (5) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
- (6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (7) 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策
- (8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策
- (9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

##### 1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

- (1) 気象観測設備による気象観測項目の測定
- (2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

##### 1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等

- 添付資料 1.17.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制
- 添付資料 1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き
- 添付資料 1.17.4 モニタリング・ポスト
- 添付資料 1.17.5 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定
- 添付資料 1.17.6 可搬型モニタリングポスト
- 添付資料 1.17.7 放射能放出率の算出
- 添付資料 1.17.8 放射能観測車
- 添付資料 1.17.9 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定
- 添付資料 1.17.10 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定
- 添付資料 1.17.11 各種モニタリング設備等
- 添付資料 1.17.12 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制
- 添付資料 1.17.13 他の原子力事業者との協力体制(原子力事業者間協力協定)
- 添付資料 1.17.14 モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策手段
- 添付資料 1.17.15 気象観測設備
- 添付資料 1.17.16 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定
- 添付資料 1.17.17 可搬型気象観測装置
- 添付資料 1.17.18 可搬型気象観測装置の観測項目について
- 添付資料 1.17.19 モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び発電機
- 添付資料 1.17.20 手順のリンク先について

## 1.17 監視測定等に関する手順等

### 【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。
  - b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
  - c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。
- 2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備を整備している。また、重大事故等が発生した場合に、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する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。

## 1.17.1 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

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、重大事故等が発生した場合に、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うため対応手段と自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十条及び技術基準規則第七十五条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。（添付資料 1.17.1）

### (2) 対応手段と設備の選定の結果

上記「(1) 対応手段と設備の選定の考え方」に基づき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、資機材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、資機材及び自主対策設備、及び整備する手順等についての関係を表 1.17.1 に整理する。

#### a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

##### (a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の放射線量を測定する手段がある。放射線量の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・モニタリング・ポスト
- ・可搬型モニタリングポスト
- ・可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）
- ・小型船舶（海上モニタリング用）

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の放射性物質の濃度を測定する手段がある。放射性物質の濃度の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・放射能観測車
- ・可搬型放射線計測器  
（可搬型ダスト・よう素サンプラ，GM 汚染サーベイメータ，NaI シンチレーションサーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ）
- ・小型船舶（海上モニタリング用）
- ・Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置
- ・可搬型 Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置
- ・ガスフロー測定装置

#### (b) 重大事故等対処設備

放射線量の測定に使用する設備のうち、可搬型モニタリングポスト、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）及び小型船舶（海上モニタリング用）を重大事故等対処設備と位置づける。

また、放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，GM 汚染サーベイメータ，NaI シンチレーションサーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ）及び小型船舶（海上モニタリング用）を重大事故等対処設備と位置づける。

これらの選定した設備により、審査基準及び基準規則に要求される事項が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる。

また、以下の設備は自主対策設備であり、耐震 S クラスではなく Ss 機能維持できない場合等、重大事故等時に機能維持を担保できないが、機能喪失していない場合には、事故対応に有効であるため使用する。

- ・モニタリング・ポスト
- ・放射能観測車

- ・ Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置
- ・ 可搬型 Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置
- ・ ガスフロー測定装置

b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に，発電所における風向，風速その他の気象条件を測定する手段がある。風向，風速その他の気象条件の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 気象観測設備
- ・ 可搬型気象観測装置

(b) 重大事故等対処設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬型気象観測装置は重大事故等対処設備と位置づける。

可搬型気象観測装置は，審査基準及び基準規則に要求される事項が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に，発電所における風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録することができる。

また，以下の設備は自主対策設備であり，耐震 S クラスではなく Ss 機能維持できない場合等，重大事故等時に機能維持を担保できないが，機能喪失していない場合には，事故対応に有効であるため使用する。

- ・ 気象観測設備

c. モニタリング・ポストの電源回復あるいは機能回復の対応手段及び設備

(a) 対応手段

常用電源が喪失し，モニタリング・ポストの電源が喪失した場合，モニタリング・ポストの電源を回復させるため，無停電電源装置及び代替交流電源設備（モニタリング・ポスト用発電機）から給電する手段がある。

なお，電源を回復してもモニタリング・ポストの機能が回復しない場合は，可搬型モニタリングポストにより代替測定が可能である。

モニタリング・ポストの電源回復あるいは機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 無停電電源装置

- ・モニタリング・ポスト用発電機
- ・可搬型モニタリングポスト

(b) 重大事故等対処設備

常用電源が喪失し、モニタリング・ポストの電源が喪失した場合、モニタリング・ポストの電源を回復させるための設備のうち、モニタリング・ポスト用発電機を重大事故等対処設備として位置づける。

モニタリング・ポスト用発電機は、審査基準及び基準規則に要求される事項が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、常用電源が喪失した場合においても、モニタリング・ポストの電源を回復し、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる。

また、以下の設備は自主対策設備であり、耐震Sクラスではなく Ss 機能維持できない場合等、重大事故等時に機能維持を担保できないが、機能喪失していない場合には、事故対応に有効であるため使用する。

- ・無停電電源装置

d. 手順等

上記の a. , b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

(表 1. 17. 1)

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。(表 1. 17. 2)

これらの手順は、保安班<sup>\*</sup>の対応として重大事故等時における緊急時対策本部運営要領等に定める。

(<sup>\*</sup>保安班：緊急時対策要員のうち保安班の要員のことをいう。)

## 1. 17. 2 重大事故等発生時の手順等

### 1. 17. 2. 1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

得られた放射性物質の濃度及び放射線量及び後述の「1. 17. 2. 2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等」の気象データから放射能放出率を算出し、放出放射エネルギーを求める。

重大事故等時におけるモニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定頻度は、連続測定を行う。また、放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壌中）及び海上モニタリングの測定頻度は、1回/日以上とする。ただし、原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。

事故後の周辺汚染により、モニタリング・ポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、予備の検出器保護カバーと交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により、可搬型モニタリングポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、養生シートで養生する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により、放射性物質の濃度の測定ができなくなった場合、検出器の周辺を遮蔽材で囲むこと等のバックグラウンド低減対策を行う。

#### (1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定

モニタリング・ポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は、モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し、約3ヶ月分保存する。また、モニタリング・ポストによる放射線量の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

なお、モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、後述する「(2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

#### (2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを図1. 17. 1に示す。

可搬型モニタリングポストによる代替測定地点については、計測データの連続性を考慮し、各モニタリング・ポストに隣接した位置に配置することを原則とし、図 1.17.2 に示す。また、海側へのプルームの放出を考慮し、海側等に 5 台設置する。

さらに、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用することが決定した場合は、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断のため 5 号炉原子炉建屋付近に 1 台設置する。

ただし、地震・火災等でアクセスすることが不能となった場合は、アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

#### a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、保安班長が緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。

また、海側等への配置については、当直副長が原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合。さらに、5 号炉原子炉建屋付近に設置する 1 台は、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用することが決定した場合に設置する。

#### b. 操作手順

可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.3 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定の開始を指示する。その際、保安班長は、モニタリング・ポストへの移動ルートの被災状況を考慮し、設置位置を決定する。
- ② 保安班員は、高台保管場所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管してある可搬型モニタリングポスト本体、外部バッテリー及び衛星携帯アンテナ部等を、配置場所まで車両等で運搬・設置し、緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、監視・測定を開始する。
- ③ 保安班員は、可搬型モニタリングポストの測定結果を記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。
- ④ 保安班員は、使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合、予備の外部バッテリーと交換する。（外部バッテリーは連続 5 日以上使用可能で

ある。なお、15 台の可搬型モニタリングポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて約 5 時間 15 分で可能である。）

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、連続して 15 台配置した場合の所要時間は、作業開始を判断してから約 7 時間で可能である。なお、モニタリング・ポストの代替測定（9 台）と海側等の測定（5 台）と陽圧化判断用の測定（1 台）をそれぞれ別々に実施した場合は、作業開始を判断してから、モニタリング・ポストの代替測定は約 4 時間 30 分、海側等の測定は約 2 時間 40 分、陽圧化判断用の測定は約 1 時間で可能である。

車両等でモニタリング・ポスト位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置する。また、円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(3) 放射能観測車による放射性物質の濃度の測定

周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。

放射能観測車は、通常時は荒浜側高台保管場所に保管しており、重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は、放射性物質の濃度を測定する。

なお、放射能観測車が機能喪失した場合は、後述する「(4) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定」を行う。

a. 手順着手の判断基準

当直副長が原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合。

b. 操作手順

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.4 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 保安班員は、保安班長の指示した場所に移動し、ダスト・よう素サンプルにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ③ 保安班員は、GM 計数装置によりダスト濃度、よう素測定装置によりよ

う素濃度を監視・測定する。

- ④ 保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約 1 時間で可能である。また、円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(4) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ）により、空気中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを図 1.17.1 に示す。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、保安班長が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否及び、GM 計数装置及びよう素測定装置の指示値を確認し、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

b. 操作手順

可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.5 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定開始を指示する。
- ② 保安班員は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM 汚染サーベイメータ及び NaI シンチレーションサーベイメータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池等と交換する。
- ③ 保安班員は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM 汚染サーベイメータ及び NaI シンチレーションサーベイメータ）を車両等に積載し、保安班長が指示した場所に運搬・移動し、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試

料を採取する。

- ④ 保安班員は、GM 汚染サーベイメータにてダスト濃度を、NaI シンチレーションサーベイメータにてよう素濃度を監視・測定する。
- ⑤ 保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約 1 時間 30 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(5) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等時に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、可搬型放射線計測器により、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量の測定を行う。可搬型放射線計測器により、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。

a. 可搬型放射線計測器による空气中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出されるおそれのある場合において発電所及びその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、可搬型放射線計測器により空气中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、保安班長が排気筒モニタ等の指示値の有意な変動を確認する等、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合。

(b) 操作手順

可搬型放射線計測器による空气中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.6 に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に空气中の放射性物質濃度の測定の開始を指示する。
- ②保安班員は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し、

少ない場合は予備の乾電池等と交換する。

- ③保安班員は、可搬型放射線計測器(可搬型ダスト・よう素サンプラ, NaI シンチレーションサーベイメータ, ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ)を車両等に積載し、保安班長が指示した場所に運搬・移動し、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ④保安班員は、NaI シンチレーションサーベイメータによりよう素濃度, ZnS シンチレーションサーベイメータにより  $\alpha$  線, GM 汚染サーベイメータにより  $\beta$  線を監視・測定する。また、自主対策設備である Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置, 可搬型 Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置, ガスフロー測定装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。なお、測定は、重大事故等対処設備である可搬型放射線計測器による測定を優先する。
- ⑤保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

#### (c) 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約 1 時間 30 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

#### b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に液体状の放射性物質が屋外に漏えいするおそれがある場合に、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。

海水・排水試料採取場所等を図 1.17.7 に示す。

#### (a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、保安班長が廃棄物処理設備排水モニタ等の指示値の有意な変動を確認する等、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合。

#### (b) 操作手順

可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.8 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に水中の放射性物質濃度の測定の開始を指示する。
- ② 保安班員は、可搬型放射線計測器 (NaI シンチレーションサーベイメー

タ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ)の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。

- ③ 保安班員は、可搬型放射線計測器(NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ)を車両等に積載し、試料採取場所に運搬・移動し、採取用資機材を用いて海水等の試料を採取する。
- ④ 保安班員は、NaI シンチレーションサーベイメータにて $\gamma$ 線、ZnS シンチレーションサーベイメータにて $\alpha$ 線、GM 汚染サーベイメータにて $\beta$ 線を監視・測定する。また、自主対策設備である Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、可搬型 Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。なお、測定は、重大事故等対処設備である可搬型放射線計測器による測定を優先する。
- ⑤ 保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

#### (c) 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約 1 時間で可能である。また、円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

#### c. 可搬型放射線計測器による土壤中の放射性物質の濃度の測定

プルーム通過後において発電所敷地内の土壤モニタリングが必要と判断した場合、可搬型放射線計測器により土壤中の放射性物質の濃度の測定を行う。

#### (a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、「(5) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 a. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定」により放射性物質の放出が確認された場合又は、保安班長が排気筒モニタ等の指示値の有意な変動を確認する等、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合。

#### (b) 操作手順

可搬型放射線計測器による土壤中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.9 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に土壤中の放射性

物質の濃度の測定の開始を指示する。

- ② 保安班員は、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及びGM 汚染サーベイメータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③ 保安班員は、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及びGM 汚染サーベイメータ）を車両等に積載し、保安班長の指示した場所に運搬・移動し、試料を採取する。
- ④ 保安班員は、NaI シンチレーションサーベイメータにより $\gamma$ 線を、ZnS シンチレーションサーベイメータにより $\alpha$ 線、GM 汚染サーベイメータにより $\beta$ 線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe $\gamma$ 線多重波高分析装置、可搬型Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。なお、測定は、重大事故等対処設備である可搬型放射線計測器による測定を優先する。
- ⑤ 保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

#### (c) 操作の成立性

上記の対応は、保安班員2名にて実施し、一連の作業（1箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約1時間で可能である。また、円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

#### d. 海上モニタリング

周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶（海上モニタリング用）を使用し、可搬型放射線計測器により空気中及び水中の放射性物質の濃度や放射線量の測定を行う。

小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所等を図 1.17.10 に示す。

#### (a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、「(5) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定」により放射性物質の放出が確認された場合又は、保安班長が排気筒モニタ等の指示値の有意な変動を確認する等、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合。

## (b) 操作手順

可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち、小型船舶（海上モニタリング用）による海上モニタリング手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1. 17. 11 に示す。

- ① 保安班長は、作業着手の判断基準に基づき、保安班員に海上モニタリングの開始を指示する。
- ② 保安班員は、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池等と交換する。
- ③ 保安班員は、高台保管場所にある小型船舶（海上モニタリング用）を、車両（牽引車やユニック車等）に連結又は車載し、荒浜側放水口砂浜又は物揚場へ移動する。
- ④ 保安班員は、可搬型放射線計測器等を小型船舶（海上モニタリング用）に積載し、小型船舶（海上モニタリング用）にて保安班長の指示した場所に運搬・移動し、電離箱サーベイメータにより放射線量を測定する。可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。海水は、採取用資機材を用いて採取する。
- ⑤ 保安班員は、GM 汚染サーベイメータによりダスト濃度を、NaI シンチレーションサーベイメータによりよう素濃度及び海水の放射性物質の濃度を測定する。また、必要に応じ ZnS シンチレーションサーベイメータにより  $\alpha$  線、GM 汚染サーベイメータにより  $\beta$  線を監視・測定する。また、自主対策設備である Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置、可搬型 Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。なお、測定は、重大事故等対処設備である可搬型放射線計測器による測定を優先する。
- ⑥ 保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

## (c) 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 4 名にて実施し、小型船舶（海上モニタリング用）による一連の作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 4 時間 20 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう、緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

#### (6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

また、放射性物質の放出によりモニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等により、バックグラウンドを低減する手順を整備する。

##### a. 手順着手の判断基準

保安班長が、モニタリング・ポストの指示値が安定している状態で、モニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドと指示値に有意な差があることを確認し、バックグラウンド低減対策が必要だと判断した場合。

##### b. 操作手順

モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.12 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に検出器保護カバーの交換を指示する。
- ② 保安班員は、モニタリング・ポストに移動し、検出器保護カバーの交換作業を行う。
- ③ 保安班員は、モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等により、バックグラウンドを低減する。

##### c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、検出器保護カバー交換作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 4 時間 20 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう、緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

#### (7) 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により可搬型モニタリングポストによる測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

「1.17.2.1(2)可搬型モニタリングポストの測定及び代替測定」の手順において、可搬型モニタリングポストを設置する際に、あらかじめ可搬型モニタリングポスト本体を養生シートにより養生を行うことで、バックグラウンド低減対策とする。

また、放射性物質の放出により可搬型モニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、除草、周辺の土壌撤去等により、バックグラウンドの低減を行う。

#### a. 手順着手の判断基準

保安班長が、可搬型モニタリングポストの指示値が安定している状態で、可搬型モニタリングポスト周辺のバックグラウンドと指示値に有意な差があることを確認し、バックグラウンド低減対策が必要だと判断した場合。

#### b. 操作手順

可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.13 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に養生シートの交換を指示する。
- ② 保安班員は、可搬型モニタリングポストに移動し、養生シートの交換作業を行う。
- ③ 保安班員は、可搬型モニタリングポストの周辺汚染を確認した場合、除草、周辺の土壌撤去等により、バックグラウンドを低減する。

#### c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、可搬型モニタリングポスト 15 台分の養生シート交換作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 5 時間 40 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう、緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

### (8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合、放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策を行うための手順を整備する。

可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

なお、可搬型放射線計測器の検出器周囲を遮蔽材で囲んだ場合でも測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、さらにバックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。

#### a. 手順着手の判断基準

保安班長が、可搬型放射線計測器を使用する場所で、バックグラウンド上昇により、測定できなくなるおそれがあると判断した場合。

#### b. 操作手順

放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.14 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度を測定する場合は、遮蔽材で囲む等の対策をとるよう指示する。
- ② 保安班員は、遮蔽材で囲む等の対策をとり、可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度を測定する。
- ③ 保安班員は、②の対策でも測定不能となるおそれがある場合は、さらにバックグラウンドレベルが低い場所へ移動して測定を行う。

#### c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、遮蔽材で囲む等の所要時間は、作業開始を判断してから約 20 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう、緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

### (9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従い、資機材及び要員の動員、放起源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

また、原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し、環境放射線モニタリング等への要員の派遣、測定装置の貸与等を受けることが可能である。

#### 1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時の測定頻度については、気象観測設備及び可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定を行う。

### (1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。

気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。

なお、気象観測設備が機能喪失した場合は、後述する「(2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定」を行う。

### (2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測装置により発電所における風向、風速及びその他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを図 1.17.1 に示す。

可搬型気象観測装置による代替測定地点については、計測データの連続性を考慮し、発電所内を代表する気象観測設備位置とし、図 1.17.15 に示す。

ただし、地震・火災等でアクセスすることが不能となった場合は、アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

#### a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、保安班長が緊急時対策所で気象観測設備の指示値を確認する等、気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

#### b. 操作手順

可搬型気象観測装置による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量の代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.16 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定の開始を指示する。その際、保安班長は、気象観測設備への移動ルートの被災状況を考慮し、設置位置を決定する。
- ② 保安班員は、高台保管場所に保管してある可搬型気象観測装置を、配置場所まで車両等で運搬・設置し、緊急時対策所までデータが伝送されて

いることを確認し、測定を開始する。

- ③ 保安班員は、可搬型気象観測装置の測定結果を記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。
- ④ 保安班員は、使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合は、予備の外部バッテリーと交換する。（外部バッテリーは連続7日以上使用可能である。なお、1台の可搬型気象観測装置の外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて約30分で可能である。）

#### c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員2名にて実施し、一連の作業の所要時間は、作業開始を判断してから約1時間30分で可能である。

車両等で気象観測設備位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置する。また、円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

#### 1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等

常用電源喪失時は、無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機によりモニタリング・ポストへ給電する。無停電電源装置は、常用電源喪失時に自動起動し、約15時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。モニタリング・ポスト用発電機は、無停電電源装置が機能維持していた場合は15時間以内に、機能喪失していた場合は速やかに手動起動させ、約19時間毎に給油を行いつつ、常用電源復旧までの間モニタリング・ポストに給電する。

モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態からモニタリング・ポスト用発電機から給電した場合、切り替え操作を行うことで、放射線量の連続測定を開始する。

なお、モニタリング・ポスト用発電機への給油については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

#### a. 手順着手の判断基準

モニタリング・ポストの常用電源喪失後、保安班長が、緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び無停電電源装置の運転に関する警報表示を確認し、モニタリング・ポスト用発電機による給電が必要と判断した

場合。

b. 操作手順

モニタリング・ポスト用発電機からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.17 に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員にモニタリング・ポスト用発電機からの給電を指示する。
- ② 保安班員は、無停電電源装置が機能喪失している場合は速やかに、又は機能維持していた場合は 15 時間以内に、モニタリング・ポスト用発電機を起動する。
- ③ 保安班員は、モニタリング・ポスト用発電機切替盤にて、切り替え操作を実施する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、一連の作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 1 時間 30 分で可能である。

なお、モニタリング・ポストが電源系以外の故障により、機能を喪失した場合は、「1.17.2.1(2)可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

表 1.17.1 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1/2)

機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		手順書
—	放射線量の測定	モニタリング・ポスト	自主対策設備	—
モニタリング・ポスト (放射線量の測定)	放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト	重大事故等 対処設備	可搬型モニタリングポストによる測定
—	空气中放射性物質の濃度の測定	放射能観測車	自主対策設備	放射能観測車による測定
放射能観測車 (空气中放射性物質の濃度の測定)	放射能観測車の代替測定	可搬型放射線計測器 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：GM 汚染サーベイメータ ：NaI シンチレーションサーベイメータ	重大事故等 対処設備	緊急時構内モニタリング
気象観測設備 (風向，風速その他の気象条件の測定)	気象観測設備の代替測定	可搬型気象観測装置	重大事故等 対処設備	可搬型気象観測装置による測定
—	放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト 可搬型放射線計測器 測定装置：電離箱サーベイメータ	重大事故等 対処設備	可搬型モニタリングポストによる測定 緊急時構内モニタリング
	放射性物質の濃度 (空气中， 水中，土壌)	可搬型放射線計測器 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：GM 汚染サーベイメータ ：NaI シンチレーションサーベイメータ ：ZnS シンチレーションサーベイメータ  Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置 可搬型 Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置 ガスフロー測定装置	重大事故等 対処設備  自主対策設備	緊急時構内モニタリング

表 1.17.1 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (2/2)

機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応手段	対応設備		手順書
—	海上モニタリング	小型船舶 (海上モニタリング用) 可搬型放射線計測器 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：GM 汚染サーベイメータ : NaI シンチレーションサーベイメータ : ZnS シンチレーションサーベイメータ : 電離箱サーベイメータ		海上モニタリング
	バックグラウンドの低減対策	検出器保護カバー 養生シート 遮蔽材	資機材	モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策
	モニタリング・ポストの代替電源	無停電電源設備	自主対策設備	—
無停電電源装置	モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	モニタリング・ポスト用発電機	重大事故等 対処設備	モニタリング・ポスト用発電機からの給電

表 1.17.2 重大事故等**対処**に係る監視計器

1.17 監視測定等に関する手順等

監視計器一覧 (1/3)

対応手段		重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等				
(1)モニタリング・ポストによる放射線量の測定		判断基準	—	—
		操作	放射線量	モニタリング・ポスト 10 ~ 10 <sup>8</sup> (nGy/h)
(2)可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	モニタリング・ポストの代替測定	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト 10 ~ 10 <sup>8</sup> (nGy/h)
		操作	放射線量	可搬型モニタリングポスト 10 ~ 10 <sup>9</sup> (nGy/h)
	海側等及び5号炉原子炉建屋付近での測定	判断基準	—	—
		操作	放射線量	可搬型モニタリングポスト 10 ~ 10 <sup>9</sup> (nGy/h)
(3)放射能観測車による放射性物質の濃度の測定		判断基準	—	—
		操作	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・GM計数装置 ・よう素計測装置 1 ~ 10 <sup>6</sup> (カウント) 1 ~ 10 <sup>6</sup> (カウント)
(4)可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定		判断基準	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・GM計数装置 ・よう素計測装置 1 ~ 10 <sup>6</sup> (カウント) 1 ~ 10 <sup>6</sup> (カウント)
		操作	放射性物質の濃度	可搬型放射線計測器 ・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ 0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> ) 0.1 ~ 30 (μGy/h)

監視計器一覧 (2/3)

対応手段		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)	
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(5) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	a. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	[K6] 0.1~10 <sup>6</sup> (cps):SCIN 10 <sup>-13</sup> ~10 <sup>-6</sup> (A):IC [K7] 0.1~10 <sup>6</sup> (cps):SCIN 3.6×10 <sup>-13</sup> ~ 3.6×10 <sup>-6</sup> (A):IC
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ~ 10 <sup>8</sup> (nGy/h)
		操作	放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> ) 0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> )
	b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	廃棄物処理設備排水モニタ	[6号及び7号炉共用] 0~3×10 <sup>4</sup> (cps)
		操作	放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> ) 0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> )
	c. 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	[K6] 0.1~10 <sup>6</sup> (cps):SCIN 10 <sup>-13</sup> ~10 <sup>-6</sup> (A):IC [K7] 0.1~10 <sup>6</sup> (cps):SCIN 3.6×10 <sup>-13</sup> ~ 3.6×10 <sup>-6</sup> (A):IC
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ~ 10 <sup>8</sup> (nGy/h)
		操作	放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> ) 0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> )
	d. 海上モニタリング	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	[K6] 0.1~10 <sup>6</sup> (cps):SCIN 10 <sup>-13</sup> ~10 <sup>-6</sup> (A):IC [K7] 0.1~10 <sup>6</sup> (cps):SCIN 3.6×10 <sup>-13</sup> ~ 3.6×10 <sup>-6</sup> (A):IC
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ~ 10 <sup>8</sup> (nGy/h)
		操作	放射線量	・電離箱サーベイメータ	0.001~1000 (mSv/h)
	操作	放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> ) 0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> )	

監視計器一覧 (3/3)

対応手段	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)	計測範囲 (単位)	
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等				
(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト	10 ~ 10 <sup>8</sup> (nGy/h)
	操作	放射線量	モニタリング・ポスト	10 ~ 10 <sup>8</sup> (nGy/h)
(7) 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	判断基準	放射線量	可搬型モニタリングポスト	10 ~ 10 <sup>9</sup> (nGy/h)
	操作	放射線量	可搬型モニタリングポスト	10 ~ 10 <sup>9</sup> (nGy/h)
(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	判断基準	放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> ) 0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> )
	操作	放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> ) 0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min <sup>-1</sup> )
1.17.2.2 風向, 風速その他の気象条件の測定の手順等				
(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定	判断基準	—	—	—
	操作	風向・風速その他の気象条件	気象観測設備 ・風向 (地上高) ・風速 (地上高) ・日射量 ・放射収支量 ・雨量	16 (方位) 0 ~ 60 (m/s) 0 ~ 2.00 (kW/m <sup>2</sup> ) 0 ~ -0.200 (kW/m <sup>2</sup> ) 0 ~ 110 (mm)
(2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	判断基準	風向・風速その他の気象条件	気象観測設備 ・風向 (地上高) ・風速 (地上高) ・日射量 ・放射収支量 ・雨量	16 (方位) 0 ~ 60 (m/s) 0 ~ 2.00 (kW/m <sup>2</sup> ) 0 ~ -0.200 (kW/m <sup>2</sup> ) 0 ~ 110 (mm)
	操作	風向・風速その他の気象条件	可搬型気象観測装置 ・風向 (地上高) ・風速 (地上高) ・日射量 ・放射収支量 ・雨量	16 (方位) 0 ~ 60 (m/s) 0 ~ 2.00 (kW/m <sup>2</sup> ) -0.250 ~ 1.25 (kW/m <sup>2</sup> ) 0 ~ 100 (mm)

表 1.17.3 審査基準における要求事項毎の給電対策設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.17】監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	モニタリング・ポスト用発電機

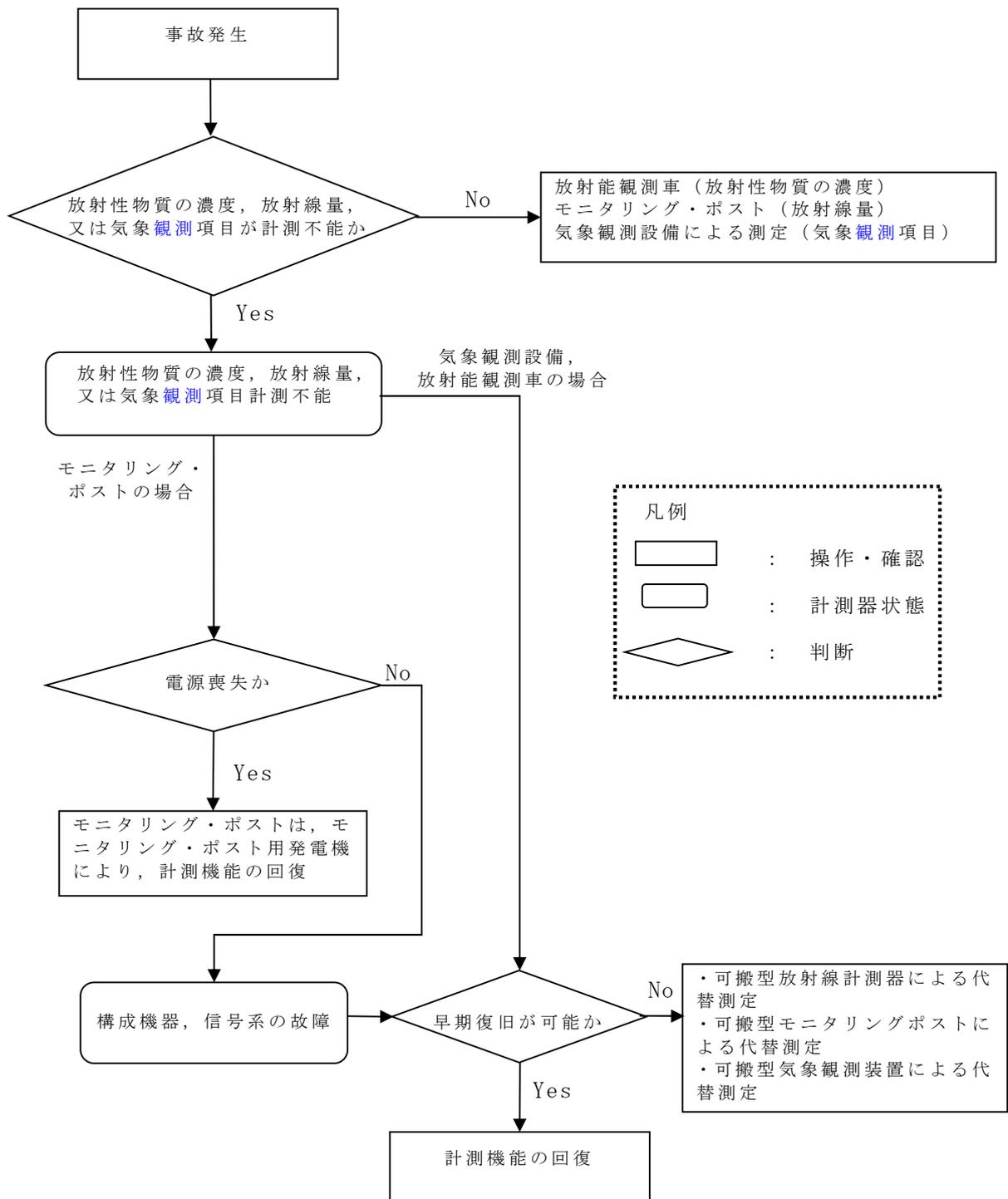


図 1.17.1 放射性物質の濃度，放射線量及び気象観測項目の計測不能時対応手順

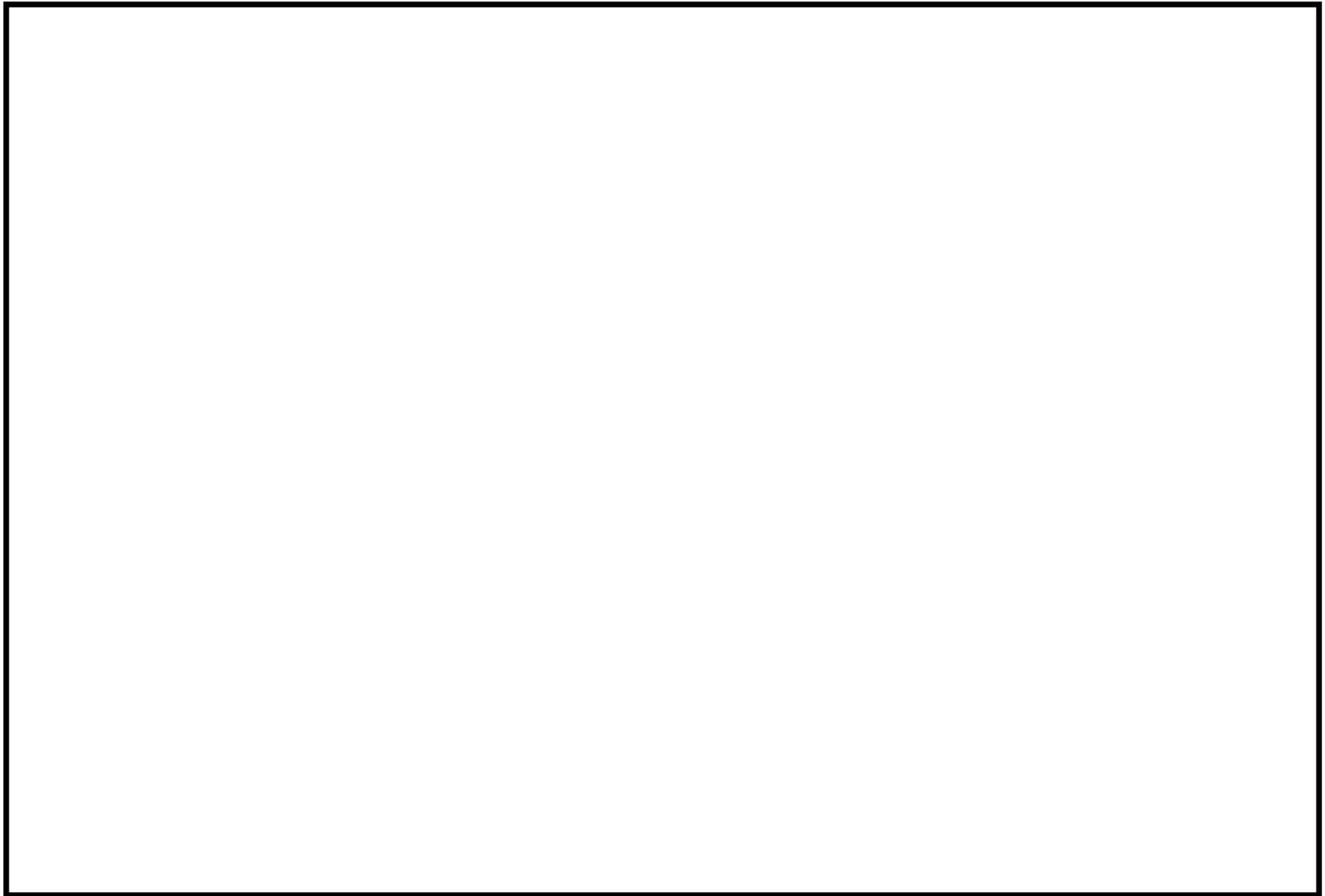


図 1.17.2 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

1.17-30

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

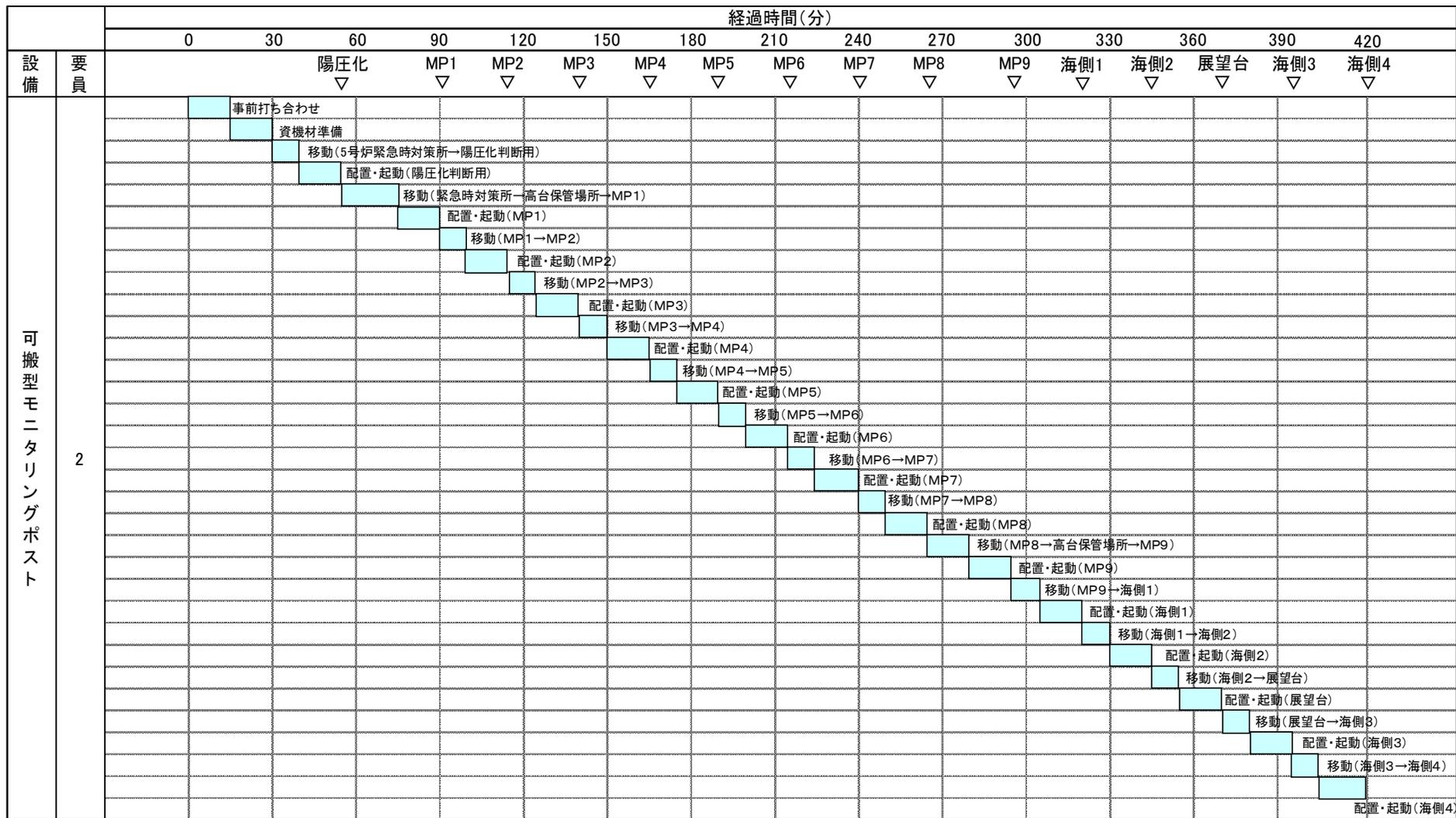


図 1.17.3 可搬型モニタリングポスト配置・測定のタイムチャート

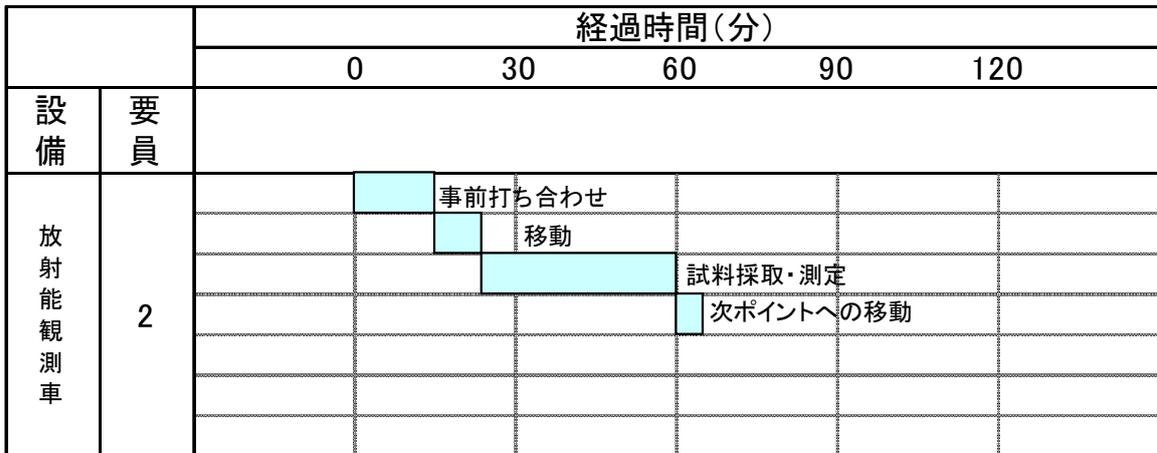


図 1.17.4 放射能観測車による空气中的放射性物質の濃度の測定の  
タイムチャート

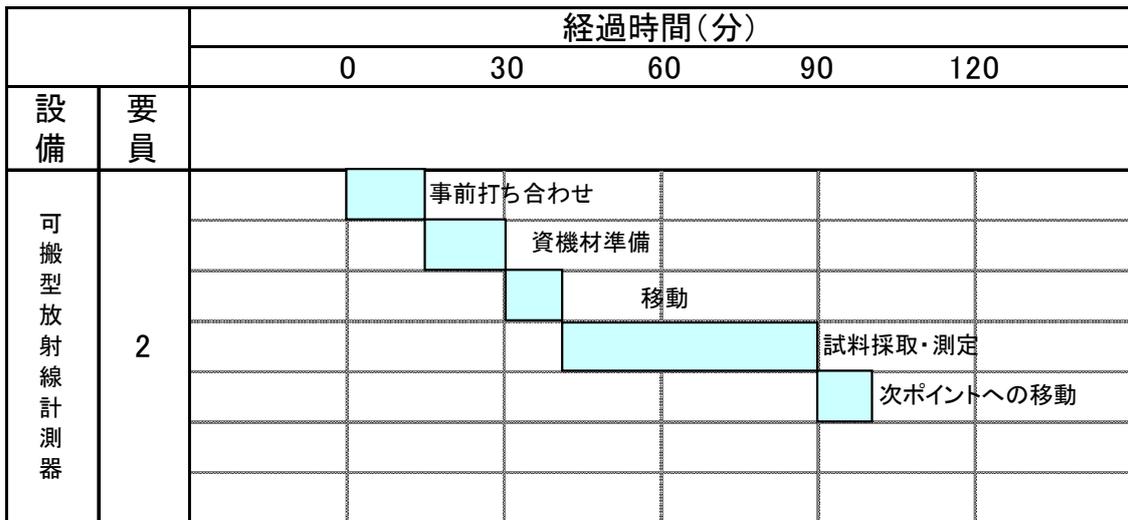


図 1.17.5 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定  
のタイムチャート

		経過時間(分)				
		0	30	60	90	120
設備	要員					
可搬型放射線計測器	2		事前打ち合わせ			
			資機材準備			
				移動		
					試料採取・測定	
						次ポイントへの移動

図 1.17.6 可搬型放射線計測器による空气中的放射性物質の濃度の測定の  
タイムチャート

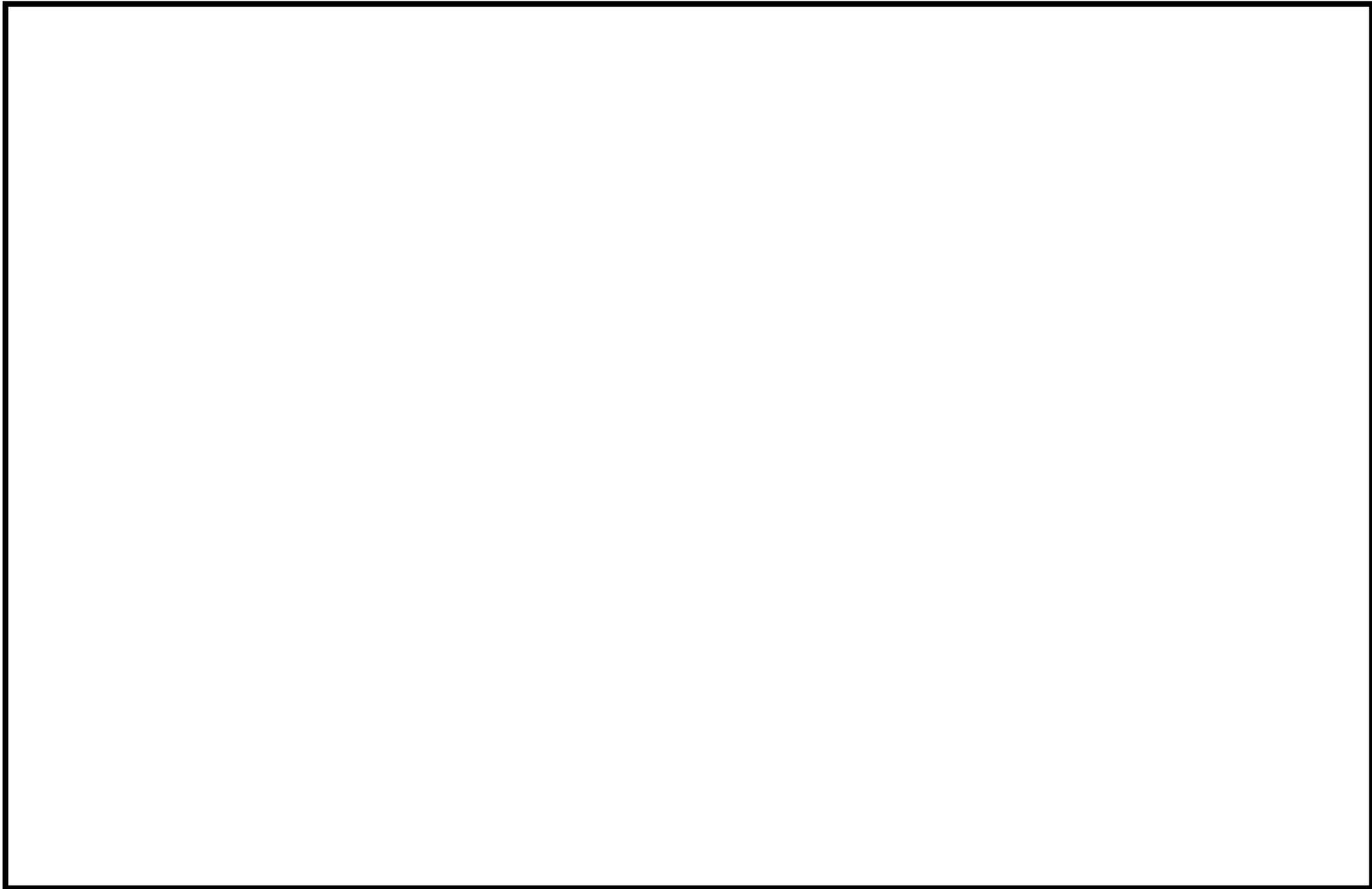


図 1.17.7 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用するモニタリング設備（小型船舶（海上モニタリング用）は除く）の保管場所及び海水・排水試料採取場所

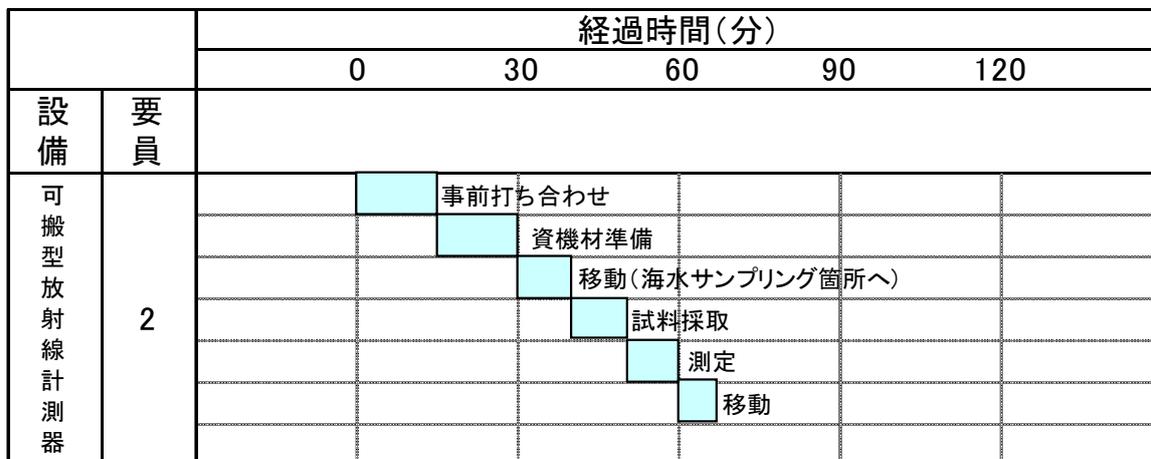


図 1.17.8 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

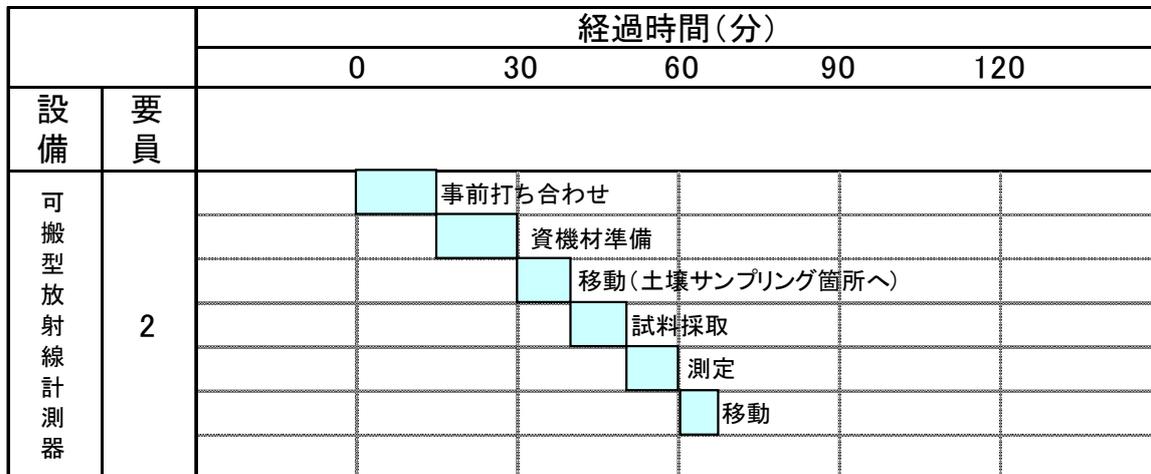


図 1.17.9 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

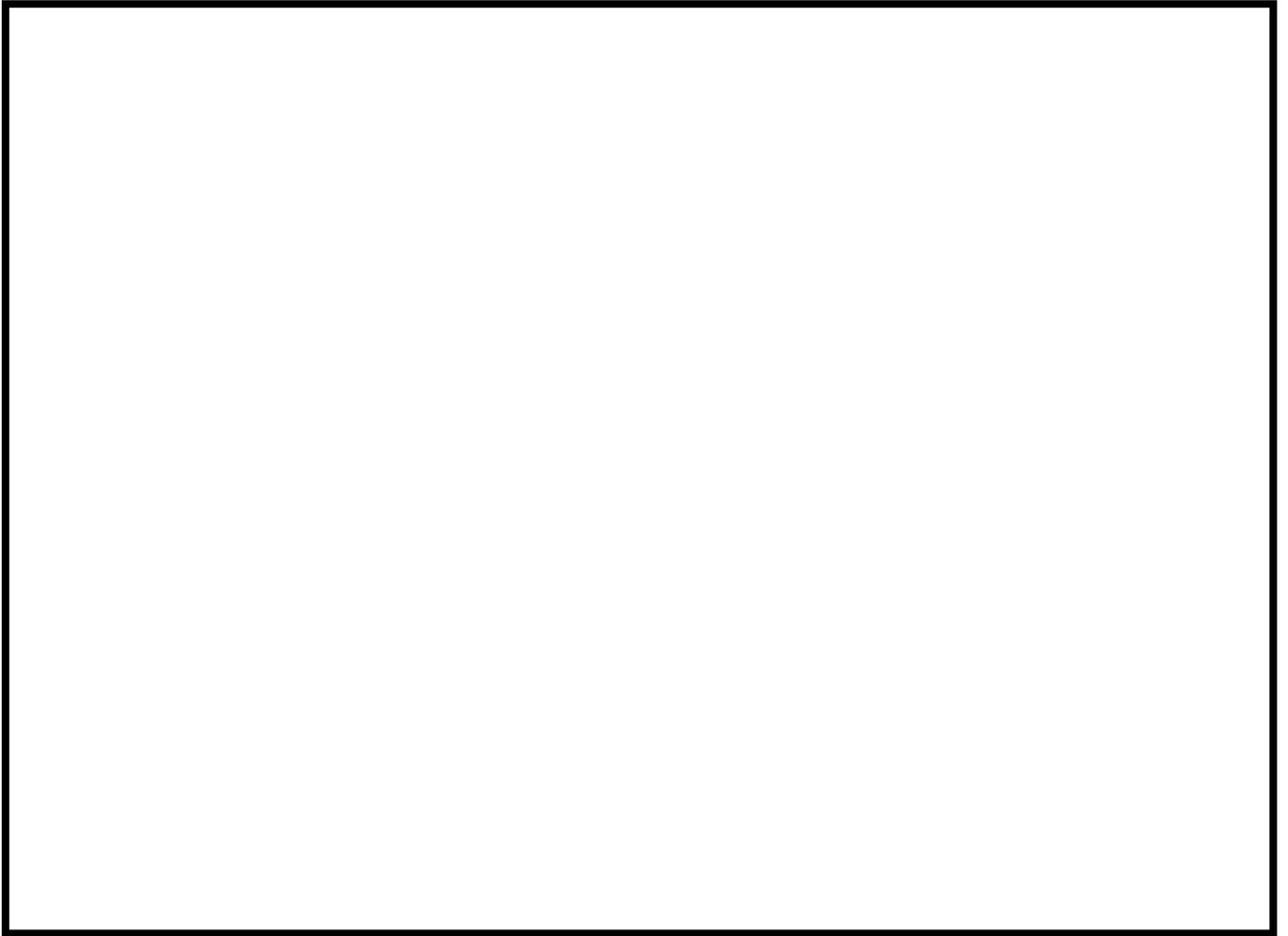


図 1.17.10 小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所及び運搬ルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

		経過時間(分)											
		0	30	60	90	120	150	180	210	240	270		
設備	要員												
小型船舶（海上モニタリング用）及び放射線計測器	4		事前打ち合わせ										
				資機材の準備（小型船舶の運搬、小型船舶への積み込み）									
							モニタリング地点へ移動						
									モニタリング				
											護岸等へ移動		
												測定場所へ移動	
													測定

図 1.17.11 小型船舶（海上モニタリング用）による海上モニタリングの  
タイムチャート

		経過時間(分)																		
		0	30	60	90	120	150	180	210	240	270									
設備	要員			MP1 ▽	MP2 ▽	MP3 ▽	MP4 ▽	MP5 ▽	MP6 ▽	MP7 ▽	MP8 ▽	MP9 ▽								
モニタリング・ポスト	2		事前打ち合わせ																	
				資機材準備																
					移動（緊急時対策所→MP1）															
						検出器カバー交換														
							移動（MP1→MP2）													
								検出器カバー交換												
									移動（MP2→MP3）											
										検出器カバー交換										
											移動（MP3→MP4）									
												検出器カバー交換								
													移動（MP4→MP5）							
														検出器カバー交換						
															移動（MP5→MP6）					
														検出器カバー交換						
															移動（MP6→MP7）					
																検出器カバー交換				
																	移動（MP7→MP8）			
																		検出器カバー交換		
																			移動（MP8→MP9）	
																				検出器カバー交換

図 1.17.12 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策の  
タイムチャート

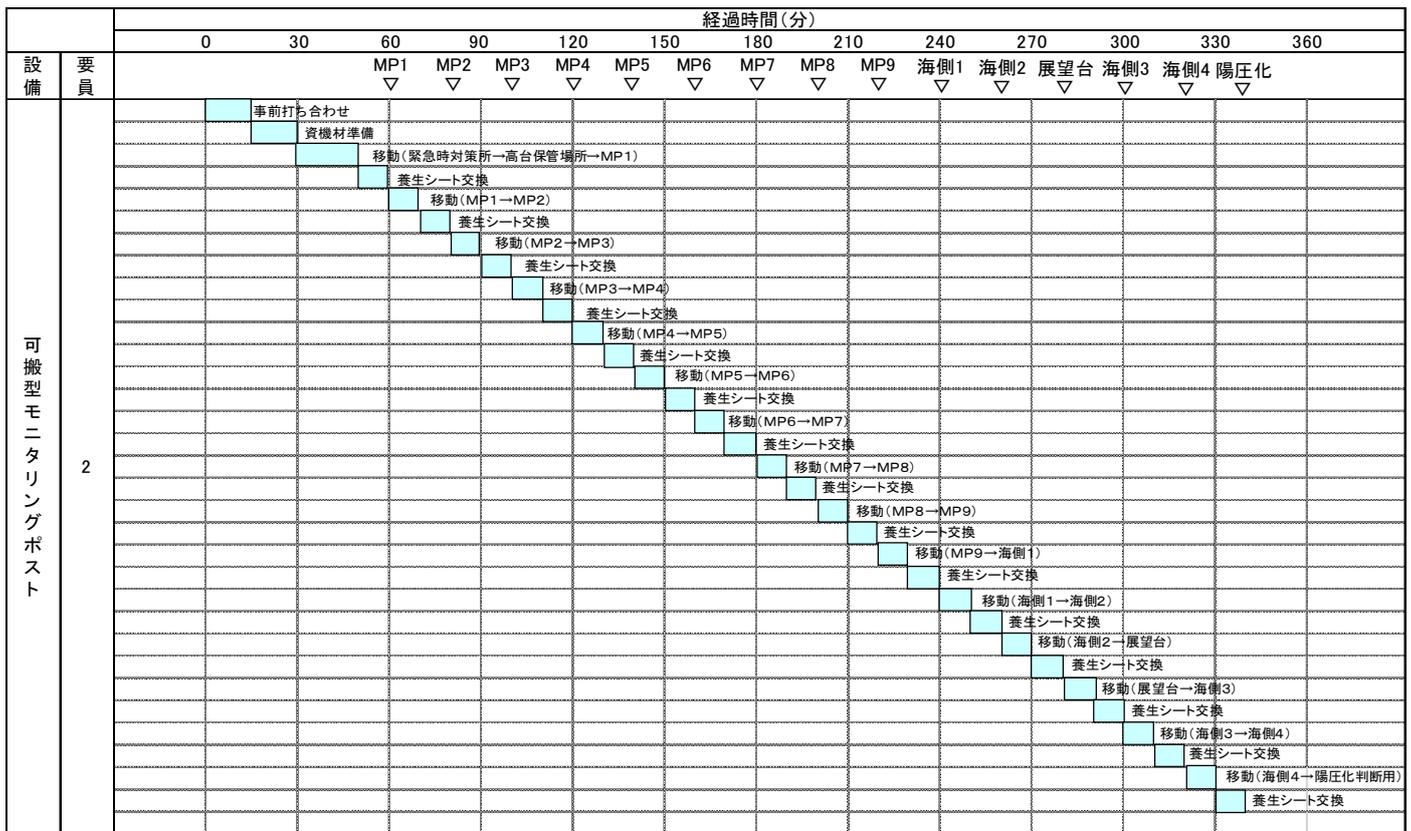


図 1.17.13 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策の  
タイムチャート

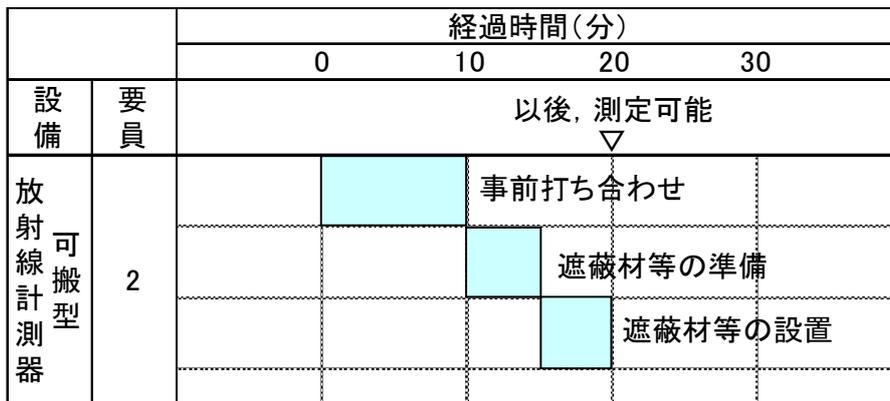


図 1.17.14 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策の  
タイムチャート

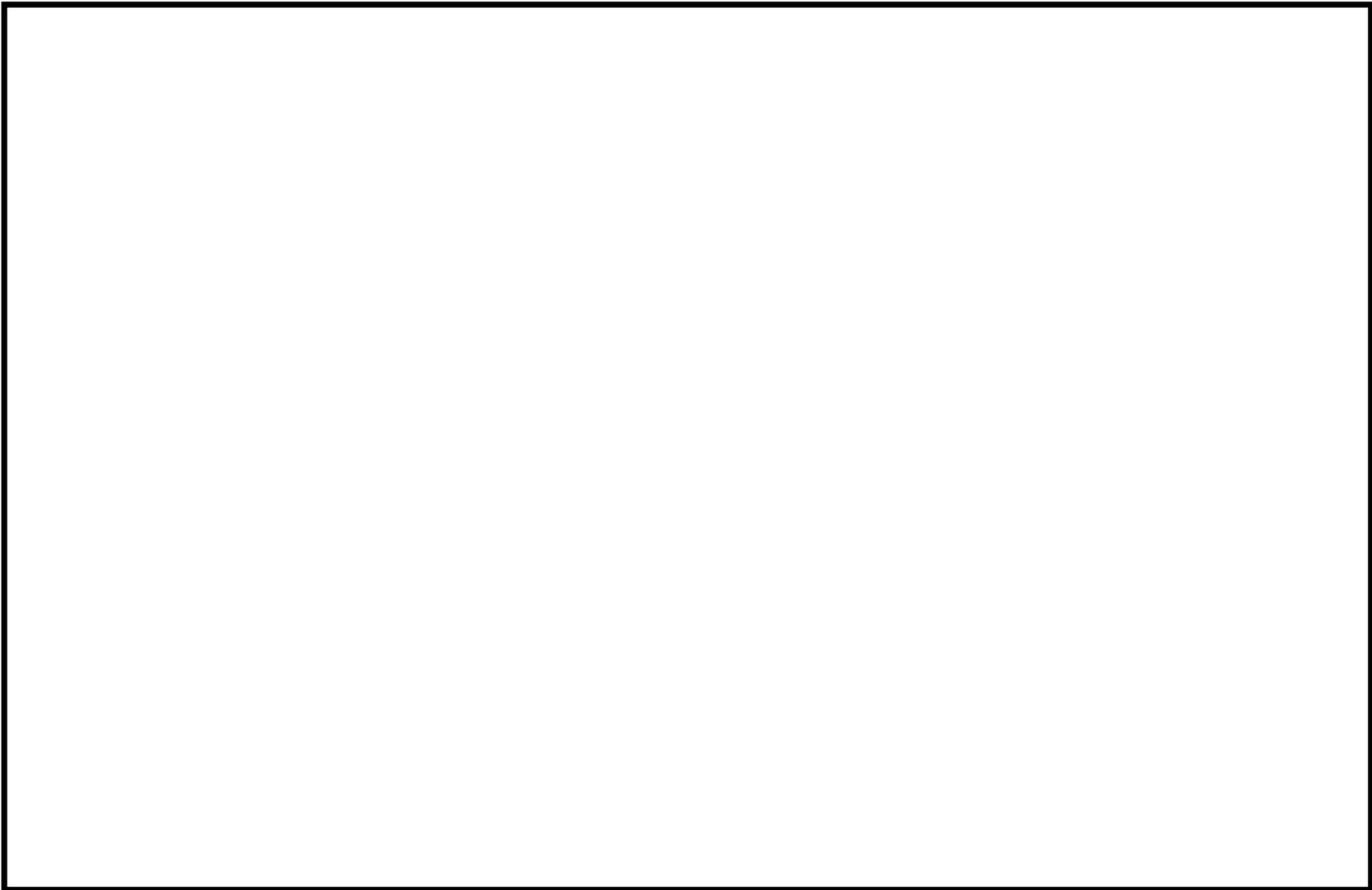


図 1.17.15 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

		経過時間(分)				
		0	30	60	90	120
設備	要員					
可搬型 装置 気象観測	2	0 - 15	15 - 30	30 - 45	45 - 60	60 - 120
			事前打ち合わせ			
			移動			
				資機材準備		
					移動	
				測定(風向・風速, 放射収支量, 日射量, 雨量)		

図 1.17.16 可搬型気象観測装置測定のタイムチャート

		経過時間(分)				
		0	30	60	90	
設備	要員	局舎1	局舎2	局舎3		
		▽	▽	▽		
モニタ 用リ ン グ ・ ポ ス ト	2	0 - 15	15 - 30	30 - 45	45 - 60	
			事前打ち合わせ			
			移動(MP1)			
				発電機起動		
					移動(MP5)	
						発電機起動
						移動(MP8)
				発電機起動		

図 1.17.17 モニタリング・ポストの電源回復のタイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/2)

技術的能力審査基準 (1.17)	番号	設置許可基準規則 (60条)	技術基準規則 (75条)	番号
<p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	②	<p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる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、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>a)モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	<p>a)モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	⑨
<p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	④	<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p>	<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p>	⑩
<p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p>	⑤	<p>c)常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>c)常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑪
<p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/2)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
放射線量の 代替測定	可搬型モニタリングポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	放射線量の 測定	モニタリング・ポスト	常設	自動で作動	—	機能喪失していない場合は使用する	
放射能観測車の 代替測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ	既設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	物質空气中放射線の濃度の放射性的	放射能観測車	可搬	60分	2名	機能喪失していない場合は使用する	
	GM汚染サーバイメータ	既設								
	NaIシンチレーションサーバイメータ	既設								
気象観測設備の 代替測定	可搬型気象観測装置	新設	② ⑧	の風向他の測定風速	気象観測設備	常設	自動で作動	—	機能喪失していない場合は使用する	
放射線量の 測定	可搬型モニタリングポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨	—	—	—	—	—	—	
	電離箱サーバイメータ	既設								
中・水中モニタリング及び海上	可搬型ダスト・よう素サンプラ	既設	① ③ ⑦ ⑨	放射性物質の濃度の測定	Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置	常設	測定条件による	—	自主対策とする理由は本文参照	
	GM汚染サーバイメータ	既設			可搬型Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置	可搬				
	NaIシンチレーションサーバイメータ	既設			ガスフロー測定装置	常設				
	ZnSシンチレーションサーバイメータ	既設			—	—	—	—	—	—
	電離箱サーバイメータ	既設			—	—	—	—	—	—
	小型船舶	新設			—	—	—	—	—	—
バックグラウンド低減対策	検出器保護カバー	—	⑥	—	—	—	—	—	—	
	養生シート	—								
	遮蔽材	—								
モニタからの代替の給電・電	モニタリング・ポスト用発電機	新設	④ ⑩	モニタの無停電電源	無停電電源装置	常設	自動で作動	—	機能喪失していない場合は使用する	
他の機器との連携	—	—	⑤	—	—	—	—	—	設備を必要としない	

## 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び敷地境界のモニタリングは、以下の手順で行う。

## (1) 放射線量及び放射性物質の濃度

- ・ 事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため、モニタリング・ポスト 9 台の稼動状況を確認する。
- ・ モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、車両等により可搬型モニタリングポストをモニタリング・ポスト位置に配置し、放射線量率の監視を行う。なお、現場の状況により配置位置を変更する場合がある。
- ・ また、海側等に、可搬型モニタリングポスト 5 台を配置し、放射線量率の監視強化を行う。
- ・ さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用することが決定した場合、5号炉原子炉建屋付近に可搬型モニタリングポスト 1 台を設置し、放射線量率の監視強化を行う。
- ・ 放射能観測車の使用可否を確認する。
- ・ 放射能観測車が機能喪失した場合は、放射能観測車の代替測定装置として可搬型放射線計測器により、発電所構内の放射性物質の濃度を測定する。

## (2) 海水、排水及び土壌等の放射性物質の濃度

- ・ 液体状の放射性物質が屋外に漏えいするおそれがある場合、取水口、放水口等で海水、排水の採取を行い、可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度測定を行う。
- ・ また、周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合は、小型船舶(海上モニタリング用)及び可搬型放射線計測器による周辺海域の放射線量率及び放射性物質の濃度の測定を行う。なお、海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合に行う。
- ・ プルーム通過後において、発電所敷地内の土壌モニタリングが必要と判

断した場合に，可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度を測定する。

### (3) 気象観測

- ・ 事象進展に伴う気象情報を的確に把握するため，気象観測設備の稼働状況を確認する。
- ・ 気象観測設備が機能喪失した場合は，**車両**等を用いて可搬型気象観測装置を気象観測設備位置に配置し，気象観測を行う。なお，現場の状況により配置位置を変更する場合がある。

(4) 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

モニタリングの 考え方	対 応	開始時期の考え方	対応要員 (必要想定人員)
モニタリング・ポストの代替	可搬型モニタリングポストの設置	モニタリング・ポストが使用できない場合	2名
海側敷地境界等の放射線監視		原子力災害対策特別措置法第10条特定事象※発生と判断した場合	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の使用を決定し、かつ原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生と判断した場合	
気象観測設備の代替	可搬型気象観測装置の設置	気象観測設備が使用できない場合	2名
放射能観測車の代替	可搬型放射線計測器による監視	放射能観測車が使用できない場合	
海水、排水のモニタリング	海水、排水の測定	液体状の放射性物質が屋外に漏えいするおそれがある場合	
土壌のモニタリング	土壌の測定	プルーム通過後において発電所敷地内の土壌モニタリングが必要と判断した場合	4名
小型船舶（海上モニタリング用）による海上モニタリング	放射線量率及び放射性物質の濃度の測定	取水口、放水口、雨水排水設備出口等から放射性物質漏えいが確認された場合	

※ 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象とは、「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」の第7条第1号の表中におけるこの施設に該当する事象。

(要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。)

緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングの実施手順及び体制に示す対応要員について、事故発生からプルーム通過後までの動きを以下に示す。

なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

- : 測定実施
- - - : 必要により実施
- ..... : 設備が健全であれば測定実施

測定項目	対応要員 (必要想定人員)	設備	事故発生, 拡大		
			①事故発生	②プルーム通過中 (24時間後)	③プルーム通過後 (34時間後)
放射線量の測定		モニタリング・ポスト	稼動状況確認 (30分)	約 19 時間毎に給油	
		可搬型モニタリングポスト	モニタリング・ポスト用発電機起動 (90分)		
気象観測	2名	気象観測設備	稼動状況確認 (30分)	可搬型モニタリングポスト設置後	
		可搬型気象観測装置	気象観測設備が使用不可な場合	可搬型気象観測装置設置 (90分)	
放射性物質の濃度の測定		放射能観測車	使用可否判断 (30分)	放射能観測車による測定 (1ポイントにつき 60分)	
		可搬型放射線計測器	放射能観測車が使用不可な場合	可搬型放射線計測器による代替測定 (1ポイントにつき 90分)	
	2名	可搬型放射線計測器 (海水、排水、土壌等)			海水、排水、土壌等の測定 (1ポイントにつき 60分)
	4名	可搬型放射線計測器 (海上モニタリング)			小型船舶による海上モニタリング (260分)

## モニタリング・ポスト

### 1. モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト 9 台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視を行うことができる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室及び緊急時対策所に警報を発信できる設計とする。配置図を図 1，計測範囲等を表 1 に示す。

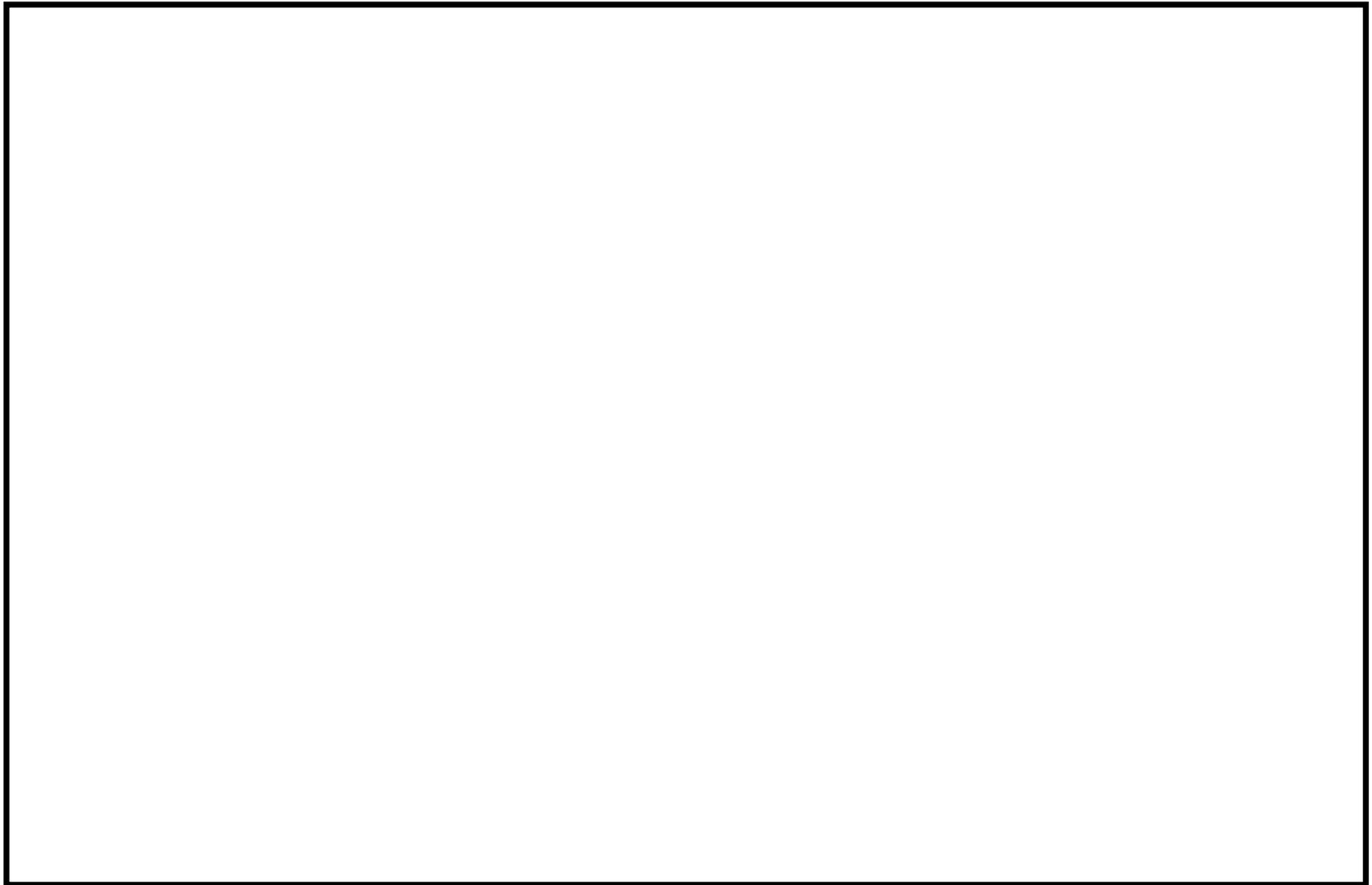


図 1 モニタリング・ポストの配置図

表 1 モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリング・ ポスト	NaI (Tl) シンチレーション式	10 ~	計測範囲で可変	各 1	周辺監視区 域境界付近 (9箇所)
	イオンチェンバ	$10^8$ nGy/h		各 1	

NaI (Tl) シンチレーション式

イオンチェンバ



(モニタリング・ポストの写真)

可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

1. 操作の概要

- モニタリング・ポストが機能喪失した際に、周辺監視区域境界付近の放射線量を測定するため、可搬型モニタリングポストを9台配置する。
- また、海側等に可搬型モニタリングポストを5台配置し、放射線量の監視に万全を期す。
- さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用することが決定した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断のため、5号炉原子炉建屋付近に1台配置し、放射線量の監視に万全を期す。
- 荒浜側高台保管場所 T.M.S.L 約 37m，大湊側高台保管場所 T.M.S.L 約 34m 及び 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 T.M.S.L 約 27.8m に保管している可搬型モニタリングポストを測定場所に運搬し、配置，測定を開始する。
- 測定値は，機器本体での表示及び電子メモリに記録する他，衛星回線によるデータ伝送機能を使用し，緊急時対策所にて監視できる。

## 2. 必要要員数・想定時間

○必要要員数：2名

○操作時間：配置場所での設置開始から測定開始まで…約15分/台

○所要時間：測定及び代替測定を連続して実施した場合…約7時間

：それぞれ実施した場合は以下のとおり

・モニタリング・ポストの代替用(9台)の配置…約4時間30分

・海側等5箇所への設置…約2時間40分

・陽圧化判断用1箇所の設置…約1時間

※所要時間は、可搬型モニタリングポストの運搬時間を含む。



① 可搬型モニタリングポストの運搬



② 可搬型モニタリングポストの設置

### 【設置方法等】

- ・可搬型モニタリングポスト本体を組み立てる。
- ・衛星電話のアンテナを南向きに設定する。
- ・可搬型モニタリングポスト本体，外部バッテリー部，衛星電話アンテナ部をケーブルにて接続する。

## 可搬型モニタリングポスト

モニタリング・ポストが機能喪失した際に代替できるよう 15 台（予備 1 台）の可搬型モニタリングポストを配備している。配置場所を図 1，計測範囲等を表 1，仕様を表 2 に示す。可搬型モニタリングポストの電源は，外部バッテリーにより 5 日間以上連続で稼働できる設計としており，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また，測定データは，可搬型モニタリングポストの電子メモリに記録するとともに，衛星回線により，緊急時対策所に伝送することができる。

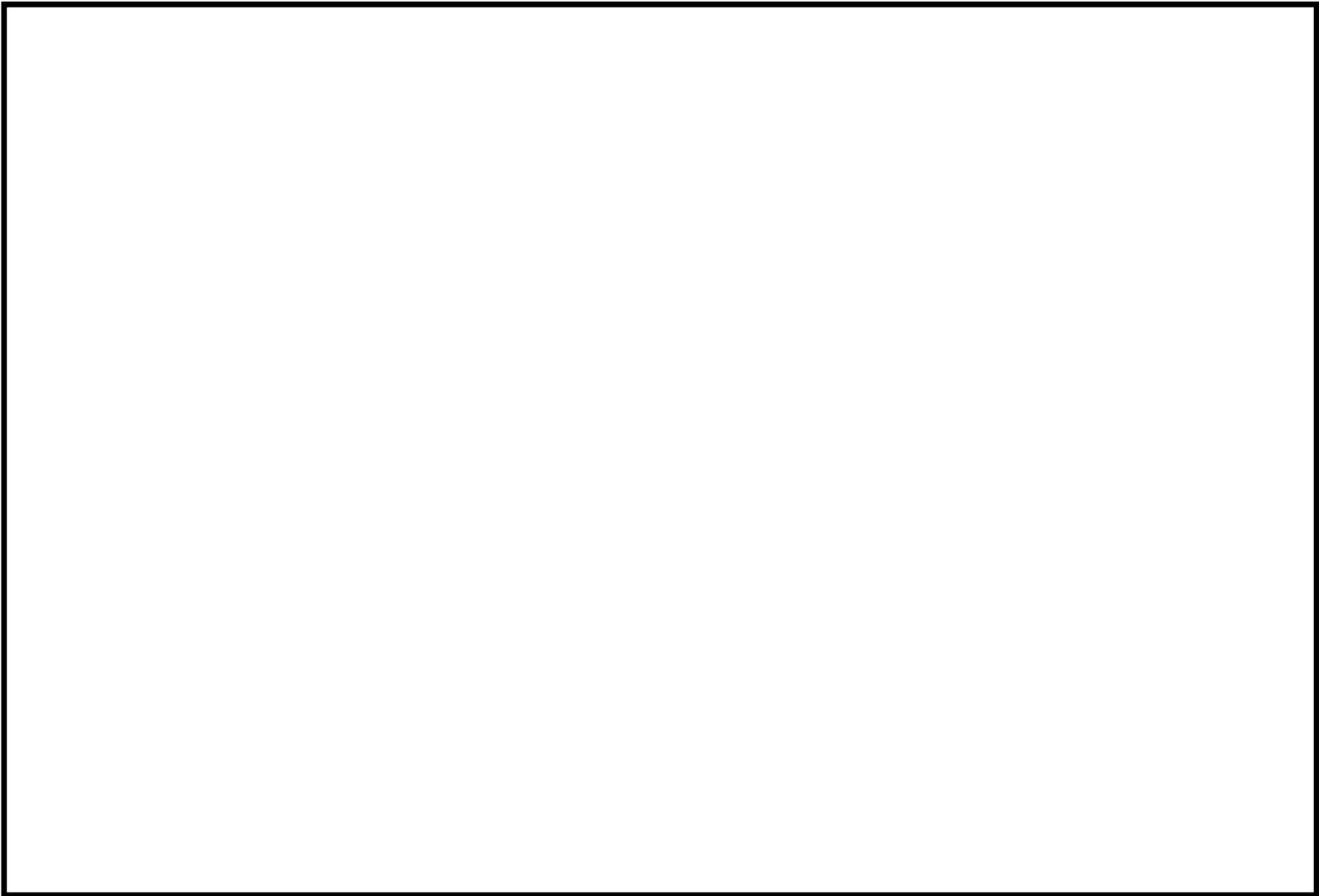


図 1 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1 可搬型モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬型モニタリングポスト	NaI(Tl) シンチレーション	10 ~	計測範囲で 可変	15 (予備 1 台)
	半導体	$10^9$ nGy/h <sup>※</sup>		

※ 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値 ( $10^{-1}$ Gy/h) 等を満足する設計とする。

表 2 可搬型モニタリングポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー（2 個）により 5 日以上供給可能 5 日後からは、予備の外部バッテリー（2 個）と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは 1 個あたり約 3 時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに 1 週間分程度記録
伝送	衛星回線により、緊急時対策所にてデータ監視 なお、本体で指示値の確認が可能
概略寸法	本体：約 700(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 外部バッテリー：約 420(W)×約 330(D)×約 180(H)mm
重量	合計：約 74kg 本体：約 40kg 外部バッテリー：約 34kg（約 17kg/個×2 個）



(可搬型モニタリングポストの写真)

## 放射能放出率の算出

## 1. 原子力発電所周辺線量予測評価システムによる算出

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に、放射性物質の放射能放出率を算出するために、原子力発電所周辺線量予測評価システム（以下、DIANA という。）を使用する。

DIANA は、地形形状を考慮した大気拡散評価が可能であり、放射能放出率と気象条件より発電所周辺の任意の地点の放射線量率の計算を行うことができる。このシステムを利用し、単位放出率あたりのモニタリング・ポスト等の位置での放射線量率を求め、実測された放射線量率との比例計算により、実際の放射能放出率を算出することができる。DIANA が機能喪失した場合は、「2. 環境放射線モニタリング指針に基づく算出」に基づき算出を行う。

図 1 に DIANA による評価の概略図を示す。

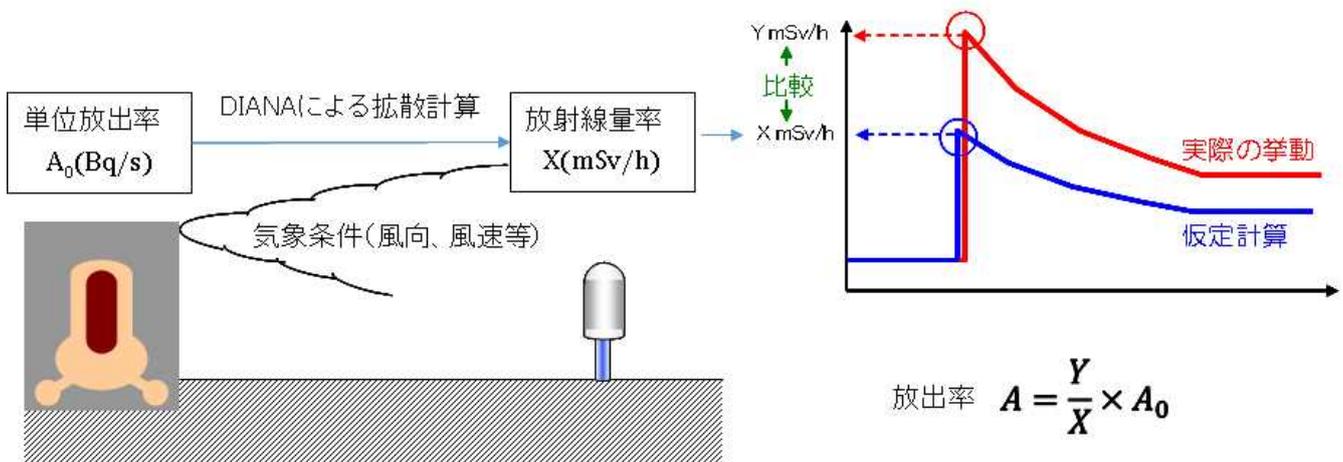


図 1 DIANA による評価の概略図

## 2. 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

### (1) 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に放射性物質の放射能放出率を算出するために、可搬型モニタリングポスト等で得られた放射線量率のデータより、以下の算出式を用いる。

(出典：「環境放射線モニタリング指針」(原子力安全委員会 平成 22 年 4 月))

#### a. 放射性希ガス放出率 (Q) の算出式

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

D : 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率<sup>※1</sup> ( $\mu\text{Gy/h}$ )

D<sub>0</sub> : 空気カーマ率図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率 ( $\mu\text{Gy/h}$ )

(at 放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s, 実効エネルギー : 1MeV/dis) <sup>※2</sup>

U : 平均風速 (m/s)

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

#### b. 放射性よう素放出率 (Q) の算出式

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

$\chi$  : 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度<sup>※1</sup> ( $\text{Bq/m}^3$ )

$\chi_0$  : 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表面における大気中の放射性よう素濃度 ( $\text{Bq/m}^3$ ) (at 放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s) <sup>※2</sup>

U : 平均風速 (m/s)

※1 : モニタリングで得られたデータを使用

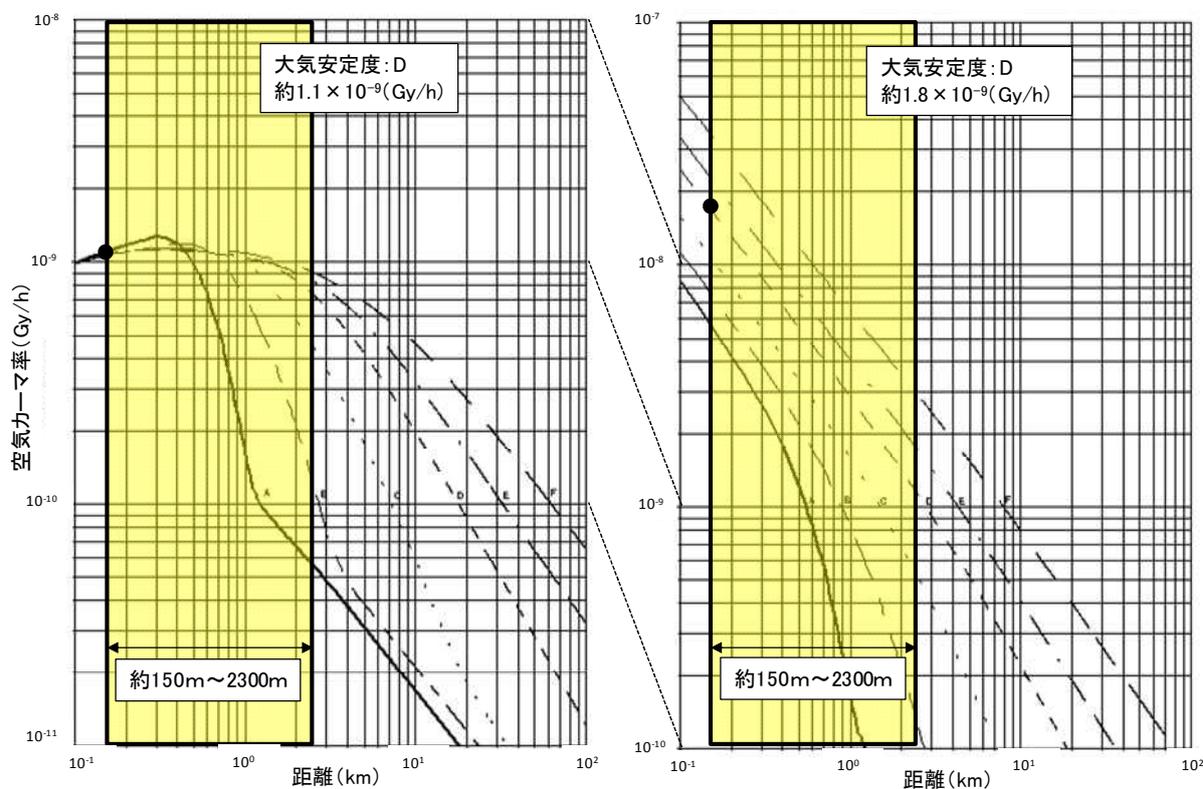
※2 : 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code2004-010)

(2) 高い位置から放出された場合の測定について

可搬型モニタリングポストは、地上位置に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さで測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に配置する可搬型モニタリングポストで十分に計測が可能である。

【放出高さ 80m の場合】

【放出高さ 0m の場合】



- ・ 排気筒高さ 地上高 73m
- ・ 敷地グラウンドレベル T.M.S.L 約 12m
- ・ 可搬型モニタリングポスト設置場所  
(原子炉建屋から約 150m～2300m 付近)

出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図

(Ⅲ) (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code2004-010)

図 2 各大気安定度における地表面での放射性雲からの  $\gamma$  線による空気カーマ率分布図

(3) 放射能放出率の算出

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

(風速は「1m/s」、大気安定度は「D」とする。)

$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 1.1 \times 10^{-3} / 0.5 = 3.6 \times 10^8 \quad (\text{GBq/h}) \\ &\quad (3.6 \times 10^{17} \quad \text{Bq/h}) \end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点（風下方向）で実測された空間放射線量率  
⇒50mGy/h (5×10<sup>4</sup> μ Gy/h) 1Sv=1Gy とした

U : 放出地上高さにおける平均風速  
⇒1.0m/s

D<sub>0</sub> : 1.1×10<sup>-3</sup> μ Gy/h (放出高さ 80m, 距離 150m)

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー  
⇒0.5MeV/dis

※放射性よう素の放射能放出率は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取、測定したデータから算出する。

(4) 可搬型モニタリングポスト（海側）の配置位置におけるプルームの検知性について

プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリングポストの測定位置を通過するわけではなく、間隙を通過するケースも考えられる。そのため、海側に配置する可搬型モニタリングポストの検知性について、以下のとおり DIANA による確認を行った。

a. 評価条件

表 1 DIANA を用いた大気拡散評価

項目	設定内容	設定理由
風速	地上高 10m : 3.1m/s 地上高 75m : 5.8m/s 地上高 150m : 5.9m/s	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された風速の平均値を採用
風向	北東, 東北東, 東, 東南東, 南東, 南南東, 南, 南南西	海側にプルームが放出されたことを考慮し、海側全方位を採用
大気安定度	D (中立)	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された大気安定度のうち、最も出現頻度の高い大気安定度を採用
放出位置	6号炉格納容器圧力逃がし装置出口配管 (地上高 40.4m, 標高 52.4m)	7号炉でも同様の結果がえられると考えられるため、6号炉で代表して評価
評価地点	6号炉を放出原点として発電所敷地境界の以下の位置 ・南西, 西南西, 西, 西北西, 北西, 北北西, 北, 北北東 ・可搬型モニタリングポスト (海側に配置した 4 台) 位置を図 3 に示す。	プルームの方向による検知性を確認するため、風下各方位の敷地境界位置に加え、海側に配備する 4 台の可搬型モニタリングポスト位置で評価

b. 評価結果

各風向における評価地点での線量率の感度を表2に示す。ここでは、風向きによる差を確認するために、風下方向の敷地境界位置での線量率を1と規格化して求めた。各可搬型モニタリングポスト位置での評価結果は、風下方向の数値に対して、最低でも0.15程度の感度を有しており、プルーム通過時の線量率の計測は可能であると評価する。

表2 各風向による評価地点での線量率の感度

		風向							
		北東	東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西
評 価 地 点	風下方向 (敷地境界位置)	1	1	1	1	1	1	1	1
	海側可搬型 MP-1	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	海側可搬型 MP-2	0.56	0.03	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	海側可搬型 MP-3	1.04	0.75	<u>0.15</u>	0.05	0.02	0.01	0.01	0.01
	海側可搬型 MP-4	0.02	0.03	0.04	0.16	0.39	0.93	0.92	0.57

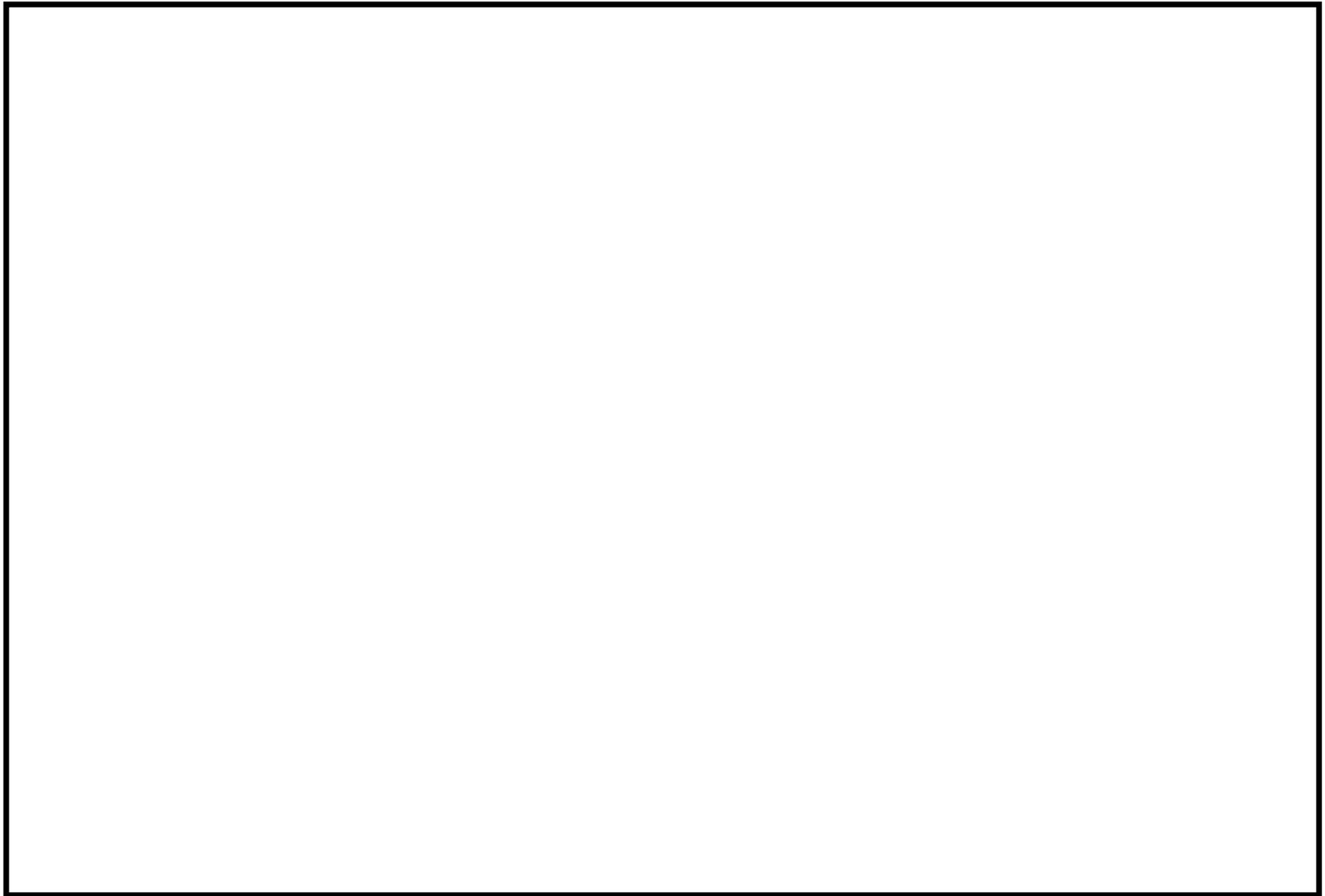


図 3 可搬型モニタリングポストの配置位置

1. 17-61

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

### 3. 可搬型モニタリングポストの計測範囲

#### (1) 重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において，放出放射エネルギーを推定するために，敷地境界で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは，福島第一原子力発電所の実績を踏まえて 11～17mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（6号炉と MP-1）約 800m 程度の場合）が必要と考えられる。また，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断ために設置する可搬型モニタリングポストと炉心の距離は，約 150m 程度であるため，同様に福島第一原子力発電所の実績を踏まえて約 13～170mSv/h 程度である。

このため，1000mSv/h の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお，測定レンジを超えたとしても，近隣のモニタリング設備の測定値より推定することが可能である。また，瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は，配置位置を変更する等の対応を実施する。

#### (2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は，原子炉建屋から約 900m の距離にある正門付近で約 11mSv/h であった（2011.3.15 9:00）。これをもとに炉心から約 150m 及び約 800m を計算すると，線量率はそれぞれ約 13～170 mSv/h 及び約 11～17mSv/h となる。

（距離と線量率の関係）

炉心からの距離 (m)	線量率 (mSv/h)
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化判断用 約 150	約 13～170 <sup>※1</sup>
モニタリング・ポスト代替 約 800	約 11～17 <sup>※1</sup>
約 900	約 11

※1：風速 1m/s，放出高さ 30m，大気安定度 A～F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」（日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010）を用いて算出

#### 4. 可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

可搬型モニタリングポストは、外部バッテリー（2個）により5日間以上電源供給が可能であり、5日後からは予備の外部バッテリー（2個）と交換することにより、必要な期間継続して計測が可能な設計としている。なお、外部バッテリーは、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、通常時から充電を行うことで、5日目に確実に交換できる設計とする。

また、15台全ての可搬型モニタリングポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて約5時間10分で可能である。

ここでは、以下の評価条件から、可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量の評価を示す。

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：6号炉及び7号炉
- ・ 想定シナリオ：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
  - 6号炉：格納容器ベント（W/W ベント）実施※1
  - 7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功

※1 被ばく量を保守的に評価するため、以下に示す評価点に近い6号炉において格納容器ベントを実施した場合を想定した。

- ・ 評価点：6号炉可搬型代替注水ポンプ（防火水槽取水）の設置場所  
（可搬型 MP（展望台）、海側可搬型 MP-3、海側可搬型 MP-4、可搬型 MP（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化判断用）は、発災プラントの比較的近傍に設置されることから、移動及びバッテリー交換時に、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による寄与を考慮した。評価点としては保守的に、実際の作業エリアよりも線源に近い場所を選定した）

- ・ 大気拡散条件：発災プラント周辺現場作業エリアのうち厳しい評価結果を与える作業場所の相対濃度及び相対線量を参照

- ・ 評価時間：合計 310 分※2

※2 可搬型 MP（展望台），海側可搬型 MP-3，海側可搬型 MP-4，可搬型 MP（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化判断用）以外の MP に係る作業：220 分

((作業場所への移動 10 分 + 作業 10 分) × 9 か所 + 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から高台保管場所を経由して MP-1 への移動 20 分 + 作業 10 分 × 2 か所)

可搬型 MP（展望台），海側可搬型 MP-3，海側可搬型 MP-4，可搬型 MP（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化判断用）に係る作業：90 分

((作業場所への移動 10 分 + 作業 10 分) × 上記 4 か所 + 作業場所からの移動 10 分)

- ・ 作業開始時間：事故発生後から 5 日後（120 時間後）から作業開始
- ・ 作業場所まわりの遮蔽：考慮しない
- ・ マスクによる防護係数：50
- ・ 被ばく経路：以下を考慮

原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，  
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，  
放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，  
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，  
格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	120
作業に係る被ばく線量 (mSv)	70

放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視、測定、記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取、測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備する。

また、福島第一及び第二原子力発電所に放射能観測車を各1台、合計2台保有しており、融通を受けることが可能である。更に、原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の融通を受けることが可能である。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等を表1に示す。

表1 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	個数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	電離箱	10 ~ 10 <sup>8</sup> nGy/h	サンプリング記録	1
	GM計数装置	GM管	1 ~ 10 <sup>6</sup> カウント	サンプリング記録	1
	よう素測定 装置	NaI(Tl) シンチレーション	1 ~ 10 <sup>6</sup> カウント	サンプリング記録	1

(その他主な搭載機器) 個数 : 各1個

- ・ダスト・よう素サンプラ
- ・PHS端末
- ・衛星電話設備(携帯型)
- ・風向, 風速計



(放射能観測車の写真)

可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定

1. 操作の概要

- 放射能観測車が機能喪失した際に、空気中の放射性物質の濃度を監視するため、可搬型ダスト・よう素サンプラを配置し、試料を採取する。
- 免震重要棟内緊急時対策所 T.M.S.L 約 13m 又は 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 T.M.S.L 約 27.8m に保管している可搬型放射線計測器を車両等で、測定場所に運搬し、採取する。
- 採取したダスト用ろ紙及びよう素用カートリッジを可搬型放射線計測器で放射性物質の濃度を測定、記録する。

2. 必要要員数・想定時間

- 必要要員数 : 2名
  - 操作時間 : BG測定から試料採取・測定終了 約1時間/箇所
  - 所要時間 : 移動を含め1箇所の測定は、約1時間30分
- ※試料採取場所により、所要時間に変動がある。

		
<p>ダスト・よう素の採取</p>	<p>ダストの測定</p>	<p>よう素の測定</p>

### 3. 放射性物質の濃度の算出

空気中の放射性物質の濃度の算出は、可搬型ダスト・よう素サンプラで採取した試料を可搬型放射線計測器にて測定し、以下の算出式から求める。

#### (1) 空気中ダストの放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中ダストの放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/min}^{-1}\text{)} \times \text{試料の NET 値 (min}^{-1}\text{)} / \text{サンプリング量 (L)} \times \\ & \quad 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

#### (2) 空気中よう素の放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中よう素の放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/}\mu\text{Gy/h)} \times \text{試料の NET 値 (}\mu\text{Gy/h)} / \text{サンプリング量 (L)} \times \\ & \quad 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

放射性物質の濃度の測定上限値については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日 原子力安全委員会決定，平成18年9月19日 一部改訂）」に  $3.7 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$  と定められており、サンプリング量を適切に設定することにより、サーベイメータの計測範囲内で計測することができる。



(放射性物質の濃度の測定の写真)

可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定

1. 操作の概要

- 重大事故等が発生した場合に，取水口及び放水口付近から，採取用資機材を用いて海水，排水を採取する。
- 免震重要棟内緊急時対策所 T.M.S.L 約 13m 又は 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 T.M.S.L 約 27.8m に保管している採取用資機材を採取場所に運搬し，海水，排水を採取する。
- 採取した海水，排水を測定用のポリ容器に移し，NaI シンチレーションサーベイメータ等で放射性物質の濃度を測定，記録する。

2. 必要要員数・想定時間

- 必要要員数 : 2名
- 所要時間 : 移動を含め約 1時間/箇所



(採取用資機材の写真)



(海水・排水採取の写真)

【測定方法】

- ・ 採取用機材にて，海水，排水を採取する。
- ・ 採取した海水，排水をポリ容器に移す。
- ・ 採取した海水，排水の放射性物質の濃度を NaI シンチレーションサーベイメータ等で測定し，記録する。

### 3. 放射性物質の濃度の算出

海水，排水の放射性物質の濃度の算出は，ポリ容器に採取した試料を NaI シンチレーションサーベイメータ等にて測定し，以下の算出式から求める。

#### (1) 海水，排水の放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{海水，排水の放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/}\mu\text{Gy/h)} \times \text{試料の NET 値 (}\mu\text{Gy/h)} / \text{試料量 (cm}^3\text{)} \end{aligned}$$

各種モニタリング設備等

「設置許可基準規則」第 60 条（監視測定設備）及び「技術基準規則」第 75 条（監視測定設備）の対応として、モニタリング・ポストが使用できない場合の代替モニタリング設備として、可搬型モニタリングポスト 15 台及び放射能観測車 1 台を配備し、空間放射線量率及び放射性物質の濃度を監視、測定及び記録する。

また、原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車 11 台の融通を受けることが可能である。

上記モニタリング設備の他に、サーベイカー（ワゴン車等）及びサーベイメータや可搬型ダスト・よう素サンプラ等を組み合わせることで、状況に応じて、発電所内外のモニタリングを総合的に行う。

- (1) サーベイメータ等を搭載したモニタリング可能な車両（サーベイカー）  
可搬型サーベイメータ等を搭載し、任意の場所のモニタリングを行うサーベイカーを 2 台配備している。

a. 台数：1 台

b. 主な搭載機器（台数：以下の各 1 台をそれぞれサーベイカーに搭載）

- ・電離箱サーベイメータ
- ・GM 汚染サーベイメータ
- ・NaI シンチレーションサーベイメータ
- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ
- ・PHS 端末
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・可搬型風向、風速計



（サーベイカーの写真）

(2) 可搬型放射線計測器

サーベイメータや可搬型ダスト・よう素サンプラ等は、放射能観測車、サーベイカーに搭載する他、状況に応じて、モニタリングに使用する。

a. 放射線量の測定

電離箱サーベイメータにより現場の放射線量率を測定する。

- ・電離箱サーベイメータ（緊急時対策所毎に、2台（予備1台））



(電離箱サーベイメータの写真)

b. 放射性物質の採取

可搬型ダスト・よう素サンプラにより空気中の放射性物質（ダスト，よう素）を採取する。

- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ（緊急時対策所毎に、2台（予備1台））



(可搬型ダスト・よう素サンプラの写真)

c. 放射性物質の濃度の測定

- ・ NaI シンチレーションサーベイメータ  
(緊急時対策所毎に, 2 台 (予備 1 台))
- ・ GM 汚染サーベイメータ  
(緊急時対策所毎に, 2 台 (予備 1 台))
- ・ ZnS シンチレーションサーベイメータ  
(緊急時対策所毎に, 1 台 (予備 1 台))

各種サーベイメータの写真を以下に示す。



(NaI シンチレーション  
サーベイメータの写真)



(GM 汚染サーベイメータの写真)



(ZnS シンチレーション  
サーベイメータの写真)

(3) 自主対策設備 (放射性物質の濃度の測定)

重大事故等時に機能維持を担保できないが, 機能喪失していない場合には, 事故対応に有効であるため使用する。

- ・ Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置
- ・ 可搬型 Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置
- ・ ガスフロー測定装置



(Ge  $\gamma$  線多重波高分析装置の写真)



(可搬型 Ge  $\gamma$  線多重波高  
分析装置の写真)



(ガスフロー測定装置の写真)

(4) 小型船舶（海上モニタリング用）による海上モニタリング

周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合には，小型船舶（海上モニタリング用）により，周辺海域の放射線量率を電離箱サーベイメータで測定し，その結果を記録するとともに，空気中の放射性物質及び海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については，GM 汚染サーベイメータ，NaI シンチレーションサーベイメータで測定し，その結果を記録する。なお，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合に海上モニタリングを行う。

小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所及び運搬ルートを図 1 に示す。

a. 台数：1 台（予備 1 台）

b. 定員：6 名

c. モニタリング時に持ち込む資機材

- ・電離箱サーベイメータ：1 台
- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ：1 台
- ・海水採取用機材（容器等）：1 式

d. 保管場所

- ・荒浜側高台保管場所：1 台（T.M.S.L 約 37m）
- ・大湊側高台保管場所：1 台（T.M.S.L 約 34m）

e. 移動方法

ボートトレーラーを牽引，又はユニック車にて荒浜側放水口砂浜又は物揚場まで運搬する。

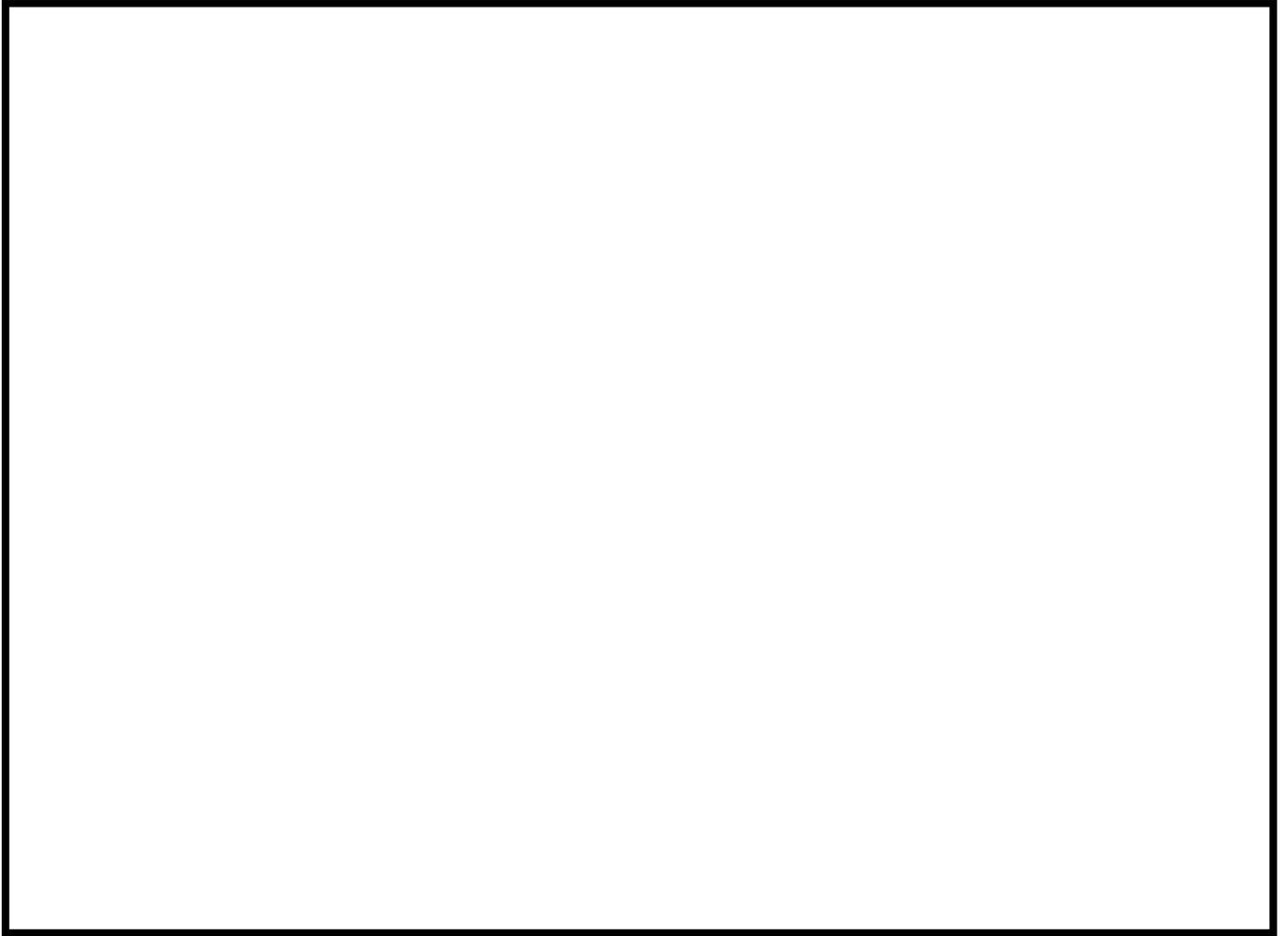


図 1 小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所及び運搬ルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(5) 土壌モニタリング

発電所敷地内の土壌を採取し，GM 汚染サーベイメータ等により放射性物質の濃度を測定する。また，必要に応じて ZnS シンチレーションサーベイメータにより  $\alpha$  線（ウラン，プルトニウム等）を測定する。

○ZnS シンチレーションサーベイメータによる測定

ZnS シンチレーションサーベイメータ	
測定の様子 	実施事項：  採取した試料を容器に入れて，ZnS シンチレーションサーベイメータにより放射性物質の濃度を測定する。

発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1) 原子力災害対策指針（原子力規制委員会 平成 25 年 9 月 5 日 全部改正）に従い、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、図 1 及び表 1 のとおり国、地方公共団体と連携を図りながら、敷地外のモニタリングを実施する。

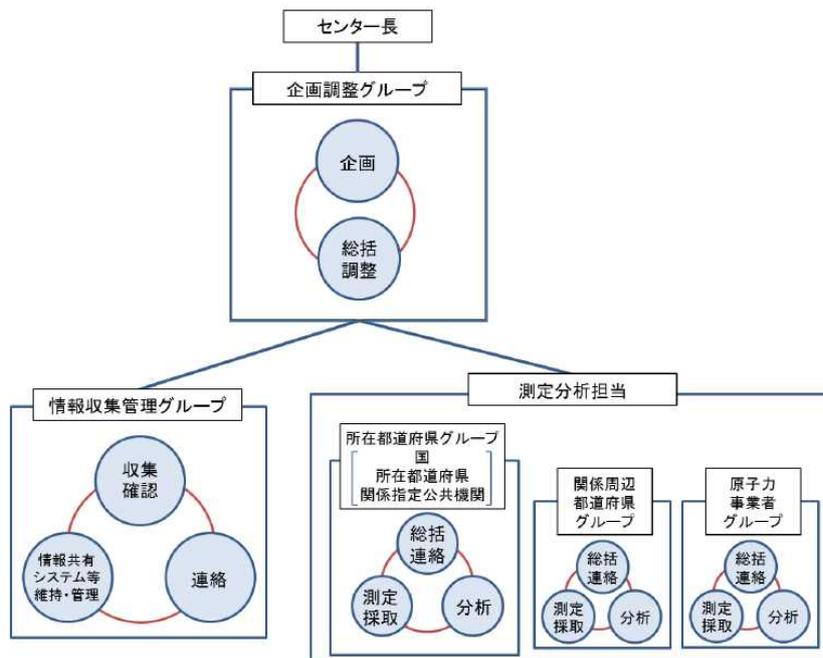


図 1 緊急時モニタリングの体制図

表 1 緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時モニタリングセンターの総括</li> <li>緊急時モニタリングの実施内容の検討、指示等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>対策官事務所長及び対策官事務所長代理を企画調整グループ長、所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置</li> <li>国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成</li> </ul>
情報収集管理グループ	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時モニタリングセンター内における情報の収集等</li> <li>緊急時モニタリングの結果の共有、緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等</li> <li>現地における緊急時モニタリング結果の情報共有システムの維持・異常対応等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし、国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成</li> </ul>
測定分析担当	<ul style="list-style-type: none"> <li>企画調整グループで作成された指示書に基づき、必要に応じて安定よう素剤を服用したのち測定対象範囲の測定業務</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者のグループで構成し、それぞれに全体を統括するグループ長を配置</li> </ul>

出典：緊急時モニタリングセンター設置要領 第 1 版（平成 26 年 10 月 29 日）

(2) 原子力事業者防災業務計画において、以下の状況を把握し、オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

**【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】**

- ① 事象発生時刻及び場所
- ② 事象発生の原因、状況及び拡大防止措置
- ③ 被ばく及び障害等人身災害にかかわる状況
- ④ 発電所敷地周辺における放射線並びに放射能の測定結果
- ⑤ 放出放射性物質の量、種類、放出場所及び放出状況の推移等の状況
- ⑥ 気象状況
- ⑦ 収束の見通し
- ⑧ その他必要と認める事項

他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合，他の原子力事業者との協力体制を構築するため，原子力事業者間協力協定を締結している。

(1) 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月の JCO 事故の際に，各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや，住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ，平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）の内容とも整合性をとりながら，原子力事業者間協力協定を締結した。

(2) 原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

原災法第 14 条\*の精神に基づき，国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め，原子力事業者として責務を全うすることを目的としている。

\*原災法第 14 条（他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は，他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には，原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

（事業者）

電力 9 社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州），  
日本原子力発電，電源開発，日本原燃

(協力の内容)

発災事業者からの協力要請に基づき、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、緊急時モニタリング、避難待避時検査及び除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣、資機材の貸与その他の措置を講ずる。

モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストの  
バックグラウンド低減対策手段

重大事故等により，モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポスト  
周辺の汚染に伴い測定ができなくなることを避けるために，以下のとおり，  
バックグラウンド低減対策手段を整備する。

(1) モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により検出器保護カバーが汚染される場  
合を想定し，交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，モニタリング・ポスト及びそ  
の周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

- ① サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
- ② モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を行う。
- ③ 局舎壁等は拭き取り等を行う。
- ④ 除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
- ⑤ サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認  
する。

(2) 可搬型モニタリングポスト

・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により可搬型モニタリングポストが汚染  
される場合を想定し，可搬型モニタリングポストの設置を行う際，あらか  
じめ養生を行う。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，可搬型モニタリングポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

- ① サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
- ② あらかじめ養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ③ 除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
- ④ サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(3) バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安については，以下のとおり。

- ・モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストの通常時の放射線量率レベル
- ・ただし，汚染の状況によっては，通常値まで低減することが困難な場合があるため，検出器の周囲にコンクリートの遮蔽壁を設置するなど可能な限りバックグラウンドの低減を図る。

## 気象観測設備

気象観測設備は、放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、雨量、温度等を測定し、中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。

気象観測設備の配置図を図 1、測定項目等を表 1 に示す。

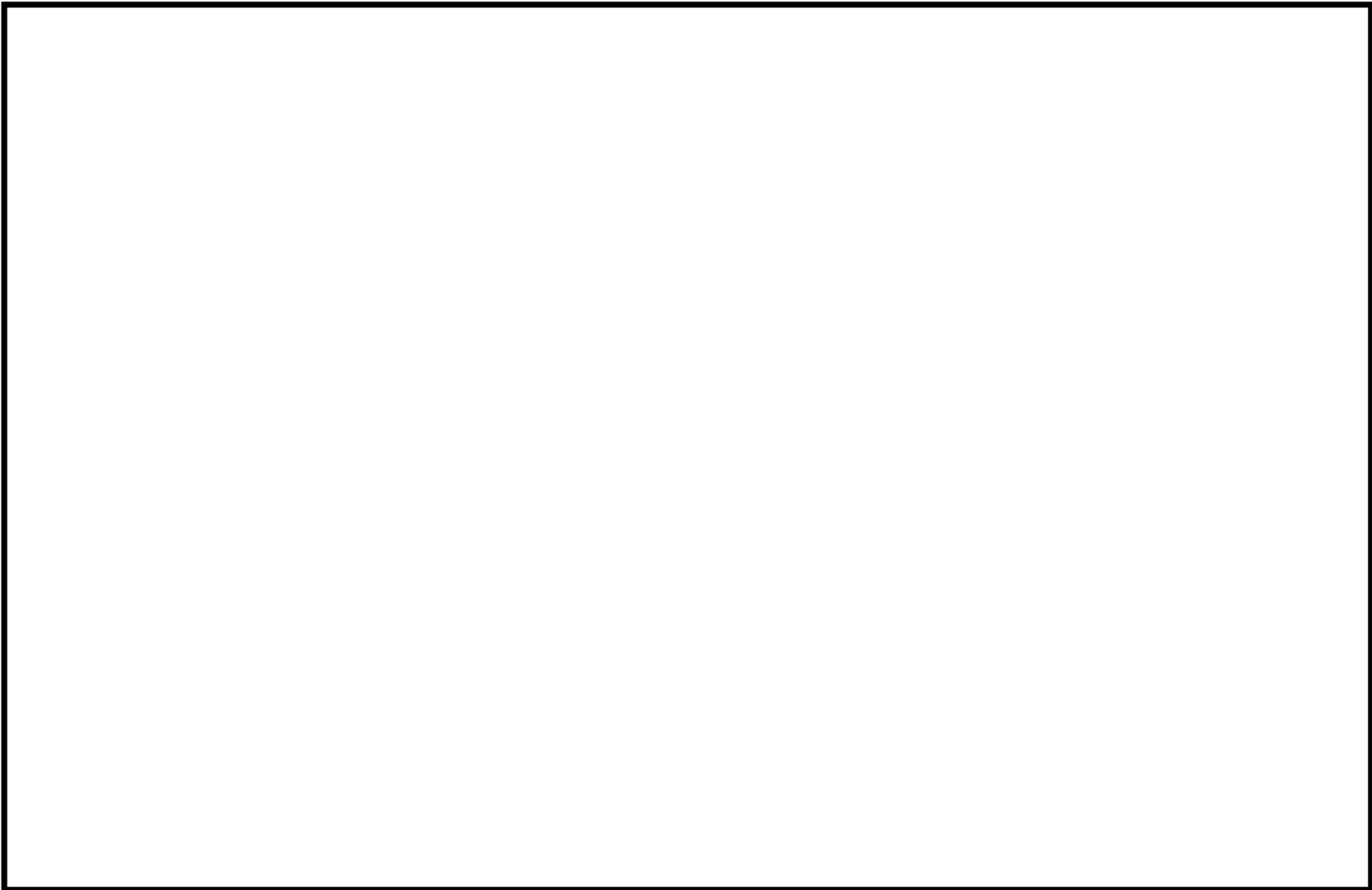


図 1 気象観測設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1 気象観測設備の測定項目等

気象観測設備	
 <p>放射収支計</p>	 <p>日射計</p>
 <p>風車型風向風速計 (地上高10m)</p>	 <p>ドップラー型風向風速計 (標高85m, 160m)</p>
(気象観測設備の写真)	
<p>台数：各 1 台</p> <p>(測定項目)</p> <p>風向※, 風速※</p> <p>日射量※, 放射収支量※</p> <p>雨量, 温度等</p>	<p>(記録)</p> <p>有線回線及び無線回線にて, 中央制御室及び緊急時対策所に表示する。また, そのデータを記録し, 保存する。</p>

※ 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

1. 操作の概要

- 重大事故等発生後に、気象観測設備（風向、風速、日射量、放射収支量、雨量）が機能喪失した場合に使用する。
- 荒浜側高台保管場所 T.M.S.L 約 37m 及び、大湊側高台保管場所 T.M.S.L 約 34m に保管している可搬型気象観測装置（各 1 台）を気象観測設備近傍に運搬し、設置、測定を開始する。
- 測定値は電子メモリにて記録する。また、衛星回線によるデータ伝送機能を使用し、緊急時対策所にて監視する。

2. 必要要員数・想定時間

- 必要要員数 : 2 名
  - 所要時間 : 可搬型気象観測装置（1 台）の設置 : 約 1 時間 30 分
- ※ 所要時間は可搬型気象観測装置の運搬時間を含む。



(可搬型気象観測装置の写真)

### 可搬型気象観測装置

気象観測設備が機能喪失した際、可搬型気象観測装置を使用して風向、風速、日射量、放射収支量、雨量を測定、記録する。配置場所は、以下の理由より、恒設の気象観測設備とする。

- ① グラントレベルが恒設の気象観測設備と同じ。
- ② 配置場所周辺の建物や樹木の影響が少ない。
- ③ 事故時に放射性物質が放出された際に緊急時対策所付近の風向・風速を把握できる。

可搬型気象観測装置の配置図を図 1、測定項目等を表 1 に示す。

なお、放射能観測車に搭載している可搬型風向、風速計にて、風向、風速を測定することも可能である。

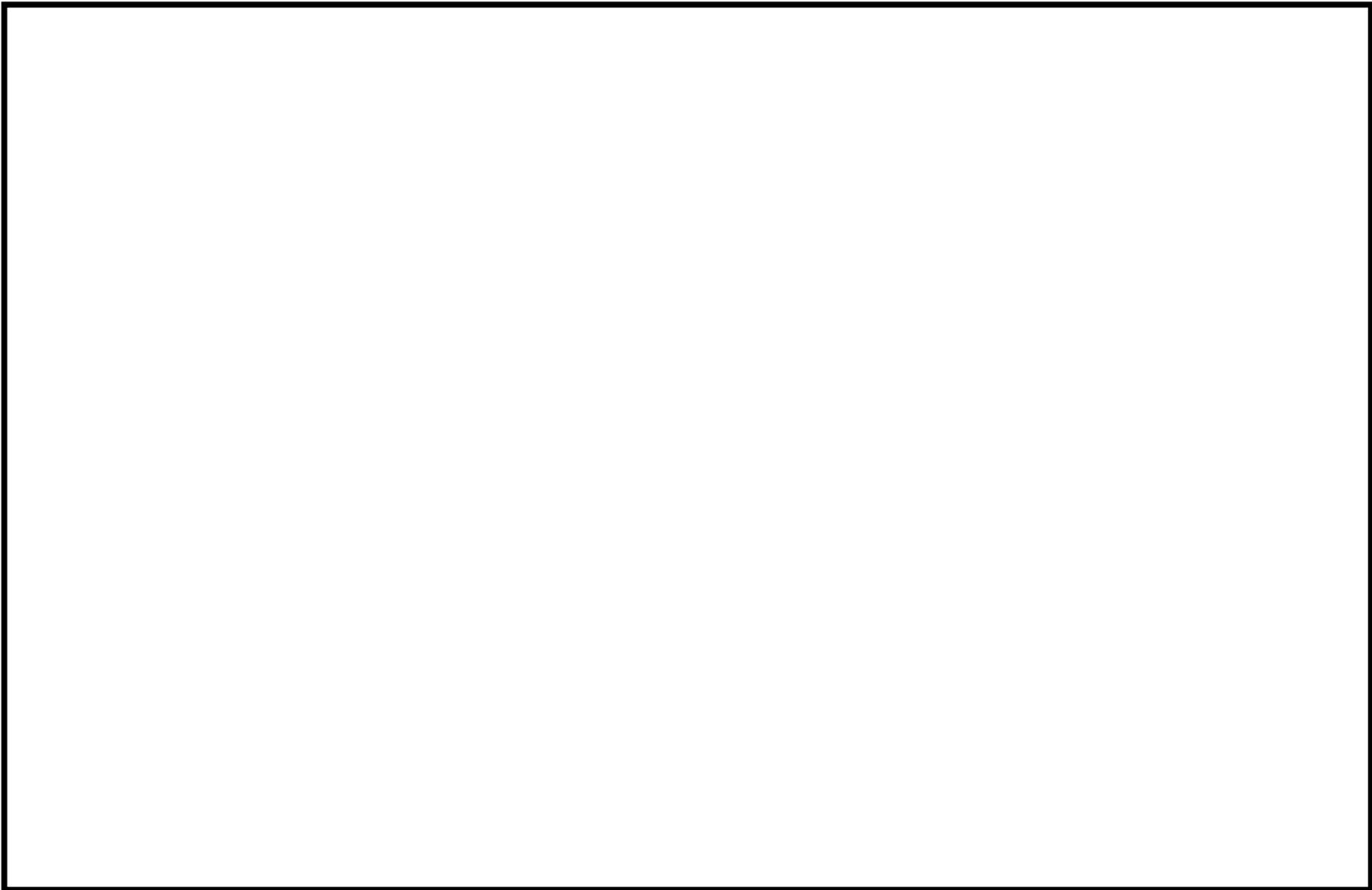


図 1 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1 可搬型気象観測装置の測定項目

可搬型気象観測装置
<div data-bbox="576 360 1016 902" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="584 931 1005 965">(可搬型気象観測装置の写真)</p>
<p>個数：2（予備 1 台含む）</p>
<p>(測定項目)</p> <p>風向※，風速※，日射量※，放射収支量※，雨量</p> <p>(電源)</p> <p>外部バッテリー（5 個）により 7 日以上供給可能</p> <p>7 日後からは，外部バッテリー予備（5 個）と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは 1 個あたり約 1 日で充電可能。</p> <p>(記録)</p> <p>本体の電子メモリに 1 週間以上記録。</p> <p>(伝送)</p> <p>衛星回線にて緊急時対策所へ伝送可能</p> <p>(重量)</p> <p>合計：約 141kg</p> <p>本体：約 22kg</p> <p>外部バッテリー：約 119kg（約 20.5kg/個×5 個+約 16kg(ケース)）</p>

※ 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

## 可搬型気象観測装置の気象観測項目について

重大事故等において、放射性物質が放出された場合、放出放射エネルギー評価や大気中における放射性物質拡散状態の推定を行うために、気象観測設備が使用できない場合は、可搬型気象観測装置で以下の項目について気象観測を行う。

### (1) 観測項目

風向，風速，日射量，放射収支量及び雨量

風向，風速，日射量，放射収支量については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会決定 昭和 57 年 1 月）」に基づく測定項目

### (2) 各観測項目の必要性

放出放射エネルギー，大気安定度及び放射性物質の降雨による地表への沈着の推定には，それぞれ以下の観測項目が必要となる。

#### a. 放出放射エネルギー

風向，風速，大気安定度

#### b. 大気安定度

風速，日射量，放射収支量

#### c. 放射性物質の降雨による地表への沈着の推定

雨量

## モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び発電機

モニタリング・ポストの電源は、常用電源 2 系統に接続しており、常用電源喪失時は、専用の無停電電源装置により常用電源復旧までの期間の機能を維持できる設計とする。また、重大事故等の発生により、12 時間以上常用電源が復旧しない場合に、重大事故等対処設備であるモニタリング・ポスト用発電機による給電が可能な設計とする。モニタリング・ポスト用発電機は、約 19 時間ごとに給油を行う。

無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様を表 1 に、電源構成概略図等を図 1 に示す。

表 1 無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様

名称	台数	出力	発電方式	バックアップ時間 <sup>※3</sup>	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に 1 台 計 9 台	1.5kVA (3.0kVA) <sup>※1</sup> (5.0kVA) <sup>※2</sup>	蓄電池	約 15 時間以上	—	常用電源喪失時に自動起動し、常用電源復旧までの期間を担保する。
モニタリング・ポスト用発電機	1 台 / 3 局 計 3 台	40kVA	ディーゼルエンジン	常用電源喪失後 15 時間以内に手動起動させ、約 19 時間ごとに給油を行い、常用電源復旧までの期間を担保する。	軽油	基準地震動による地震力に対する耐震性が確認できないため、機能喪失した場合は、可搬型モニタリングポストにより対応する。

※1 モニタリング・ポスト 1, 5

※2 モニタリング・ポスト 8

※3 バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷より算出。

○電源構成概略

(3局毎の構成を示す。MP-4～MP-6, MP-7～MP-9 についても同様。)

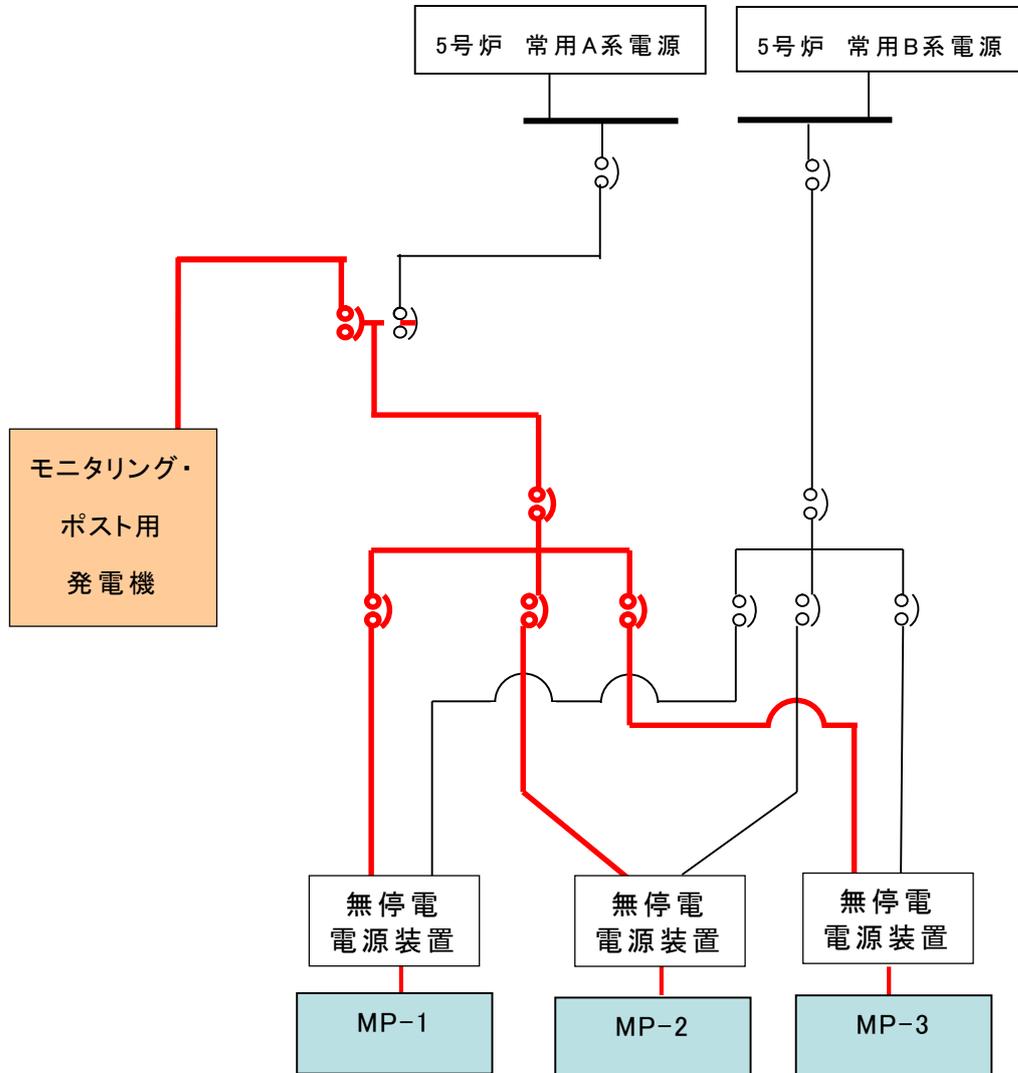


図1 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (1/2)

○外観写真



(無停電電源装置の写真)



(モニタリング・ポスト用発電機の写真)

図1 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (2/2)

手順のリンク先について

監視測定等に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順

<リンク先>1.14.2.4 燃料の補給手順

## 1.19 通信連絡に関する手順等

### < 目 次 >

#### 1.19.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
  - a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
  - b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
  - c. 手順等

#### 1.19.2 重大事故等時の手順等

##### 1.19.2.1 発電所内の通信連絡

- (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
  - a. 手順着手の判断基準
  - b. 操作手順
  - c. 操作の成立性
  - d. 優先順位
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等
  - a. 手順着手の判断基準
  - b. 操作手順
  - c. 操作の成立性
  - d. 優先順位

##### 1.19.2.2 発電所外との通信連絡

- (1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
  - a. 手順着手の判断基準
  - b. 操作手順
  - c. 操作の成立性
  - d. 優先順位
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等
  - a. 手順着手の判断基準

- b. 操作手順
- c. 操作の成立性
- d. 優先順位

#### 1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

- 添付資料 1.19.1 重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備
- 添付資料 1.19.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.19.3 重大事故等対処設備における点検頻度
- 添付資料 1.19.4 通信連絡設備の一覧
- 添付資料 1.19.5 通信連絡設備の概要
- 添付資料 1.19.6 機能ごとに必要な通信連絡設備の優先順位及び設備種別
- 添付資料 1.19.7 手順のリンク先について

## 1.19 通信連絡に関する手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」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) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。
  - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な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。

### 1.19.1 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

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、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<sup>※1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（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。

（添付資料 1.19.1～1.19.7）

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則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，自主対策設備及び整備する手順についての関係を表 1.19.1，表 1.19.2 に示す。

#### a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

##### (a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・ 衛星電話設備（常設）

- ・ 衛星電話設備（可搬型）
- ・ 無線連絡設備（常設）
- ・ 無線連絡設備（可搬型）
- ・ 携帯型音声呼出電話設備
- ・ 必要な情報を把握できる設備  
（安全パラメータ表示システム（SPDS））※1

※1 必要な情報を把握できる設備とは、主にデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置から構成される安全パラメータ表示システムを示す。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。  
なお、給電が必要となる設備について表 1.19.3 に示す。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型交流電源設備
- ・ 燃料補給設備
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
- ・ 交流分電盤
- ・ 負荷変圧器
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機—電源車切替断路器
- ・ 電源車

また、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用ディーゼル発電機がある。

(b) 重大事故等対処設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うための設備のうち衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備，必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）），常設代替交流電源設備，燃料補給設備，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，交流分電盤，負荷変圧器，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器及び電源車は，重大事故等対処設備と位置づける。

設計基準事故対処設備である，非常用ディーゼル発電機は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において，発電所内の通信連絡を行うことが可能である。

b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- 衛星電話設備（常設）
- 衛星電話設備（可搬型）
- 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
- データ伝送設備<sup>※2</sup>
- 衛星電話設備（社内向）<sup>※3</sup>

※2 データ伝送設備とは，必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のうち，緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

### ※3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

発電所外との通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

なお、給電が必要となる設備について表 1.19.3 に示す。

- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
- ・ 交流分電盤
- ・ 負荷変圧器
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器
- ・ 燃料補給設備
- ・ 電源車

また、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用ディーゼル発電機がある。

#### (b) 重大事故等対処設備及び自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所外との通信連絡を行うための設備のうち衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、データ伝送設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、交流分電盤、負荷変圧器、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器、燃料補給設備及び電源車は、重大事故等対処設備と位置づける。

設計基準事故対処設備である、非常用ディーゼル発電機は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所外との通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 衛星電話設備（社内向）※<sup>3</sup>

※<sup>3</sup> 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

上記の設備は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、基準地震が発生した場合においても設備が健全である場合は、発電所外の通信連絡を行うための手段として有効である。

c. 手順等

上記「a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」及び「b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」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、運転員及び緊急時対策要員※<sup>4</sup>の対応として緊急時対策本部運営要領等に定める。

また、給電が必要となる設備についても整備する。

※<sup>4</sup> 緊急時対策要員：重大事故等時において発電所にて原子力災害対策活動を行う要員。

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

- (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、建屋内外の作業場所、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備を使用する手順を整備する。

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））を使用する手順を整備する。

設計基準対象施設である送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話

設備については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効であることから使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡を行うための設備により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備

中央制御室の運転員及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（常設）を使用する。屋外の緊急時対策要員は、衛星電話設備（可搬型）を使用する。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。切替手順のタイムチャートを図 1.19.1 に示す。

i. 衛星電話設備（常設）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ② 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合、緊急時対策要員は、切替スイッチにより免震重要棟内緊急時対策所 2 階の衛星電話設備（常設）から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の衛星電話設備（常設）へ切替えを行う。

ii. 衛星電話設備（可搬型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電式電池の残量が少ない場合、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する。
- ③ 一般の携帯型電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ④ 使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 無線連絡設備

中央制御室の運転員及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、無線連絡設備（常設）を使用する。屋外の緊急時対策要員は、無線連絡設備（可搬型）を使用する。

これらの無線連絡設備を用いて相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。切替え手順のタイムチャートを図 1.19.1 に示す。

i. 無線連絡設備（常設）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源スイッチを「入」にし、通話チャンネルの設定が適切であることを確認した上で通話ボタンを押し、連絡する。
- ② 中央制御室待避室で使用する場合は、運転員は、切替スイッチにより無線連絡設備（常設）から無線連絡設備（常設）（待避室）へ切替えを行う。免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合は、緊急時対策要員は、切替スイッチにより免震重要棟内緊急時対策所 2 階の無線連絡設備（常設）から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の無線連絡設備（常設）へ切替えを行う。

ii. 無線連絡設備（可搬型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電式電池の残量が少ない場合、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する。
- ③ 通話チャンネルの設定が適切であることを確認した上で、通話ボタンを押し、連絡する。
- ④ 使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(c) 携帯型音声呼出電話設備

中央制御室及び建屋内の運転員は、携帯型音声呼出電話設備を使用し、相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 携帯型音声呼出電話機

- ① 中央制御室の壁面に設置されている専用接続箱より接続ケーブルを引出し、携帯型音声呼出電話機へ接続する。
- ② 現場（建屋内）の壁面に設置されている専用接続箱より接続ケーブ

ルを引出し、携帯型音声呼出電話機へ接続する。通信連絡を必要とする場所が専用接続箱と遠い場合は、必要に応じて中継用ケーブルドラムを使用する。

- ③ 携帯型音声呼出電話機の受話器を持ち上げ、本体又は受話器の呼出ボタンを押しながら音声にて相手先を呼び出し、連絡する。
- ④ 使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- ⑤ 使用する携帯型音声呼出電話機とともに予備の乾電池を携行する。

(d) 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び免震重要棟緊急時対策所のSPDS表示装置へ、必要なデータの伝送を行うため、以下の手順がある。

- i. 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））  
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のうち、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置については常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。

なお、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のうち、SPDS表示装置の操作手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(e) 送受話器（ページング）

中央制御室の運転員、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員及び屋内外の緊急時対策要員は、ハンドセットを使用し、相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

- i. ハンドセット
  - ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、受話器を持ち上げ、使用チャンネルを選択し、連絡する。

(f) 電力保安通信用電話設備

中央制御室の運転員、5号炉原子炉建屋内時緊急時対策所又は免震重要

棟内緊急時対策所の緊急時対策要員及び屋内外の緊急時対策要員は、固定電話機、PHS 端末及び FAX を使用し、相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 固定電話機、PHS 端末及び FAX

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、携帯型電話機又は FAX と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。
- ② PHS 端末の充電式電池の残量がなくなった場合は、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備、無線連絡設備、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。また、衛星電話設備を免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合及び無線連絡設備を中央制御室待避室、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合、切替スイッチにより容易に切り替えることが可能であり、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。切替えは、切替スイッチ操作のみであることから、中央制御室待避室で使用する場合は運転員 1 名、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合は緊急時対策要員 1 名で行い、所要時間は 5 分程度で可能である。

携帯型音声呼出電話設備は、使用場所において携帯型音声呼出電話機と専用接続箱を容易かつ確実に接続可能とするとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 優先順位

中央制御室の運転員、建屋内外の緊急時対策要員は、操作、作業等の通信連絡を行う場合、建屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する設計基準対象施設の送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備の使用を優先する。設計基準対象施設が使用できない場合は、衛星電話設備、無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。

また、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の

緊急時対策要員は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合、必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS))を使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール周辺線量率、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信連絡設備(発電所内)により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場(屋内)と中央制御室との連絡には携帯型音声呼出電話設備を使用し、現場(屋外)又は中央制御室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所との連絡には衛星電話設備、無線連絡設備を使用する手順を整備する。

設計基準対象施設である送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備として有効であることから使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を発電所内の通信連絡を行うための設備により、発電所内の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については、「1.19.2.1(1)発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

発電所内の通信連絡を行うための設備により、特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有を可能とする。

d. 優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を発電所内の通信連絡を行うための設備により発電所内の必要な場所で共有する場合、

建屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する設計基準対象施設の送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備の使用を優先する。設計基準対象施設が使用できない場合は、衛星電話設備、無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。

#### 1. 19. 2. 2 発電所外との通信連絡

(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策要員が、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所と本社、国、自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する手順を整備する。

また、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、データ伝送設備を使用する手順を整備する。

設計基準対象施設又は自主対策設備である局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（ホットライン）及び衛星電話設備（社内向）については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所外の通信連絡を行うための手段として有効であることから使用する手順を整備する。

##### a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、発電所外との通信連絡を行うための設備により、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

##### b. 操作手順

###### (a) 衛星電話設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（常設）を使用し、本社、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。切替え手順のタイムチャートを図 1. 19. 1 に示す。

所外関係箇所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（可搬型）を使用し5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

###### i. 衛星電話設備（常設）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ② 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合、緊急時対策要員は、切替スイッチにより免震重要棟内緊急時対策所 2 階の衛星電話設備（常設）から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の衛星電話設備（常設）へ切替えを行う。

ii. 衛星電話設備（可搬型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電式電池の残量が少ない場合、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する。
- ③ 一般の携帯型電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ④ 使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、統合原子力防災ネットワークを用いたテレビ会議システム、IP-電話機及び IP-FAX を使用し、本社、国及び自治体へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。切替え手順のタイムチャートを図 1.19.1 に示す。

i. テレビ会議システム

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。
- ② 操作端末により、通信先と接続する。社外関係機関と通信を行う場合は、通信先からの呼び出し後、リモコン操作により通信先と接続する。
- ③ 使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ii. IP-電話機

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

iii. IP-FAX

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の FAX と同様の操作により、通信先の電話番号等をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

iv. 待避室側への切替え

- ① 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合、緊急時対策要員は、切替スイッチにより免震重要棟内緊急時対策所 2 階の統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備へ切替えを行う。

(c) データ伝送設備

データ伝送設備により、緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータの伝送を行うため、以下の手順がある。

i. 緊急時対策支援システム伝送装置

緊急時対策支援システム（ERSS）等への必要なデータの伝送については、免震重要棟内緊急時対策所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の両方から同じパラメータを常時伝送しており、通常操作並びに発電所立地地域で震度 6 弱以上の地震発生に伴い免震重要棟内緊急時対策所の使用ができないと判断した場合における切替え操作は必要ない。

(d) 局線加入電話設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、加入電話機、加入 FAX を使用し、本社、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 加入電話機、加入 FAX

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、FAX と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(e) 電力保安通信用電話設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急

時対策要員は、固定電話機、PHS 端末、FAX を使用し、本社等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 固定電話機、PHS 端末、FAX

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、携帯型電話機又は FAX と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。
- ② PHS 端末の充電式電池の残量がなくなった場合は、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。

(f) テレビ会議システム（社内向）

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、テレビ会議システム（社内向）により、本社等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. テレビ会議システム（社内向）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。
- ② 操作端末により、通信先と接続する。
- ③ 使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

(g) 専用電話設備（ホットライン）

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、専用電話設備（ホットライン）により、本社、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 専用電話設備（ホットライン）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電話機横のハンドルを回すことにより通話先電話機のベルを鳴らし、連絡する。

(h) 衛星電話設備（社内向）

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（社内向）により、本社へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 衛星社内電話機

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii. テレビ会議システム（社内向）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。
- ② 操作端末により、通信先と接続する。
- ③ 使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

iii. F A X（社内向）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の F A Xと同様の操作により、通信先の電話番号等をダイヤルし、連絡する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（ホットライン）及び衛星電話設備（社内向）は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）で使用する場合、切替スイッチにより容易に切り替えることが可能であり、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。切替えは、切替スイッチ操作のみであることから、緊急時対策要員1名で行い、所要時間は5分程度で可能である。

d. 優先順位

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員が、本社、国、自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備並びに設計基準対象施設の電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（ホットライン）又は自主対策設備の衛星電話設備（社内向）の使用を優先する。設計基準対象施設及び自主対策設備が使用

できない場合は、衛星電話設備を使用する。

なお、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の立ち上げ時から使用する。テレビ会議システム（社内向）は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所と本社等との通信連絡用として使用する。

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合、データ伝送設備を使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール周辺線量率、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所外の必要な場所で共有する場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所と本社、国、自治体、その他関係機関等との連絡には衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する手順を整備する。

設計基準対象施設又は自主対策設備である局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（ホットライン）及び衛星電話設備（社内向）については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備として有効であることから使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を発電所外との通信連絡を行うための設備により、発電所外の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については、「1. 19. 2. 2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1. 15 事故時の計装に関する手順等」及び「1. 17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

発電所外との通信連絡を行うための設備により、特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所での共有を可能とする。

d. 優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を発電所外との通信連絡を行うための設備により発電所外の必要な場所で共有する場合、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備並びに設計基準対象施設の電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム(社内向)及び専用電話設備(ホットライン)又は自主対策設備の衛星電話設備(社内向)の使用を優先する。設計基準対象施設及び自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備、無線連絡設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS))、データ伝送設備へ給電する。

給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備のうち衛星電話設備(可搬型)、無線連絡設備のうち無線連絡設備(可搬型)及び携帯型音声呼出電話設備は、充電式電池又は乾電池を使用する。

充電式電池を用いるものについては、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の電源から充電する。

乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とする。

表 1.19.1 機能喪失を想定する設計基準対象施設及び設計基準事故対処設備と整備する手順

(発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

機能喪失を想定する設計基準対象施設及び設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
送受信器（ページング） 電力保安通信用電話設備	発電所内の通信連絡	衛星電話設備（常設）※ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備 緊急時対策本部運営要領
		衛星電話設備（可搬型）	
		無線連絡設備（常設）※ <sup>1</sup>	
		無線連絡設備（可搬型）	
		携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）	
		必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））※ <sup>1</sup>	
全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 緊急時対策本部運営要領
		交流分電盤※ <sup>3</sup>	
		負荷変圧器※ <sup>3</sup>	
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機※ <sup>3</sup>	
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ※ <sup>3</sup>	
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤※ <sup>3</sup>	
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器※ <sup>3</sup>	
		電源車※ <sup>3</sup>	
		常設代替交流電源設備※ <sup>2</sup> 及び※ <sup>3</sup>	事故時運転操作手順書（事象ベース） 多様なハザード対応要領
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク※ <sup>3</sup>	多様なハザード対応要領
		燃料補給設備※ <sup>3</sup>	
可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup>			

※<sup>1</sup>：代替電源設備から給電する。

※<sup>2</sup>：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※<sup>3</sup>：手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

表 1.19.2 機能喪失を想定する設計基準対象施設及び設計基準事故対処設備と整備する手順

(発電所外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

機能喪失を想定する設計基準対象施設及び設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
電力保安通信用電話設備 局線加入電話設備 テレビ会議システム(社内向) 専用電話設備(ホットライン)	発電所外の通信連絡	衛星電話設備(常設)※1	重大事故等対処設備	緊急時対策本部運営要領
		衛星電話設備(可搬型)		
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備※1		
		データ伝送設備※1		
		衛星電話設備(社内向)※4	策自主備対	緊急時対策本部運営要領
全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備※3	重大事故等対処設備	緊急時対策本部運営要領
		交流分電盤※3		
		負荷変圧器※3		
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機※3		
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ※3		
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤※3		
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機-電源車切替断路器※3		
		電源車※3	多様なハザード対応要領	
燃料補給設備※3				
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク※3		

※1：代替電源設備から給電する。

※3：手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

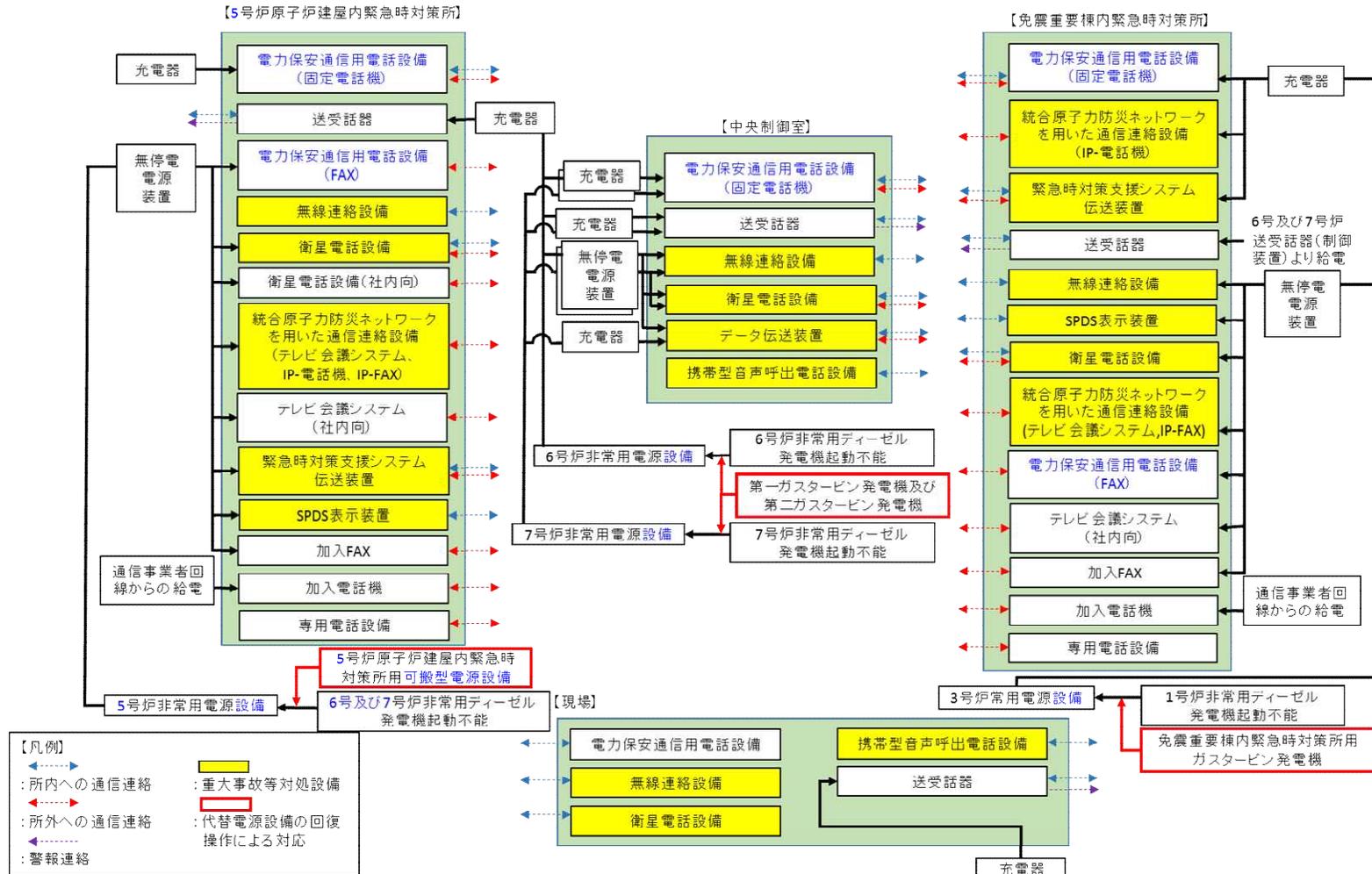
※4：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

表 1.19.3 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	給電元 給電母線
【1.19】 通信連絡に関する手順等	衛星電話設備（常設）	6号炉：非常用C系母線 7号炉：非常用C系母線 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用C系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 1号炉非常用母線
	無線連絡設備（常設）	6号炉：非常用C系母線 7号炉：非常用C系母線 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用C系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 1号炉非常用母線
	統合原子力防災ネットワークを用いた 通信連絡設備	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用C系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 1号炉非常用母線
	データ伝送装置	6号炉：非常用C系母線 7号炉：非常用C系母線
	緊急時対策支援システム伝送装置	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用C系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 1号炉非常用母線
	SPDS 表示装置	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用C系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 1号炉非常用母線

		経過時間 (分)						
		0	5	10	15	20	25	30
手順の項目	要員	▽待避室へ移動指示						
無線連絡設備 (常設) (待避室) への切替え手順	運転員	1名	切替スイッチによる切り替え	中央制御室待避室へ移動				
衛星電話設備 (常設), 無線連絡設備 (常設) 及び 統合原子力防災ネットワークを用いた 通信連絡設備の待避室側への切替え 手順	緊急時対策要員	1名	切替スイッチによる切り替え	免震重要棟内緊急時対策所1階 (待避室) へ移動				

図 1.19.1 衛星電話設備 (常設), 無線連絡設備 (常設) 及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の待避室側への切替えタイムチャート



重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/2）

技術的能力審査基準（1.19）	番号	設置許可基準規則（62条）	技術基準規則（77条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な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、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。</p>	①
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第77条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	②	<p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	②
<p>b) 計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所と共有する手順等を整備すること。</p>	③			

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/2)

: 重大事故等対処設備    
  : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考			
通信 連絡 設備	衛星電話設備 (常設, 可搬型)	新設	① ③	通信 連絡 設備	衛星電話設備 (社内向) ※1	常設	-	-	-	-	自主対策とする理由は本文参照	
	無線連絡設備 (常設, 可搬型)	新設			-	-	-	-	-	-	-	-
	携帯型音声呼出電話設備	新設			-	-	-	-	-	-	-	-
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	新設			-	-	-	-	-	-	-	-
	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))	既設/ 新設			-	-	-	-	-	-	-	-
	データ伝送設備	既設/ 新設			-	-	-	-	-	-	-	-
代替 電源 からの 給電 の 確保	常設代替交流電源設備	新設	① ②	-	-	-	-	-	-	-	-	
	可搬型交流電源設備	新設										
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	新設										
	交流分電盤	新設										
	負荷変圧器	新設										
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機	既設										
	燃料補給設備	新設										
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク	既設										
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	既設										
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤	既設										
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機-電源車切替断路器	新設										
	電源車	新設										
非常用ディーゼル発電機	既設											

※1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

## 重大事故等対処設備における点検頻度

重大事故等対処設備		点検項目	点検頻度
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	衛星電話設備（可搬型）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	無線連絡設備（可搬型）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
携帯型音声呼出電話設備		外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	TV会議システム	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	IP-電話機	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	IP-FAX	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））		外観点検 機能確認	1回／年

通信連絡設備（発電所内）の一覧（1/3）

主要設備		台数・保管場所 <sup>※1</sup>	電源設備（連続利用時間）
送受話器 （ページング）	ハンドセット	合計 約 347 台 <ul style="list-style-type: none"> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：2台</li> <li>・免震重要棟内緊急時対策所：1台</li> <li>・6号及び7号炉中央制御室：各11台</li> <li>・6号及び7号炉原子炉建屋他：約300台</li> </ul> 屋外：約23台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・6号炉非常用所内電源設備</li> <li>・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機</li> <li>・充電器（連続約4時間使用可能）</li> </ul>
	スピーカ	合計 約 1,082 台 <ul style="list-style-type: none"> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：2台</li> <li>・免震重要棟内緊急時対策所：1台</li> <li>・中央制御室：21台（6号炉），18台（7号炉）</li> <li>・6号及び7号炉原子炉建屋他：約1,000台</li> </ul> 屋外：約40台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・6号炉非常用所内電源設備</li> <li>・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機</li> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</li> <li>・充電器（連続約4時間使用可能）</li> </ul>
電力保安通信 用電話設備	固定電話機	合計 約 747 台 <ul style="list-style-type: none"> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：15台</li> <li>・免震重要棟内緊急時対策所：18台</li> <li>・6号及び7号炉中央制御室：14台（共用）</li> <li>・事務建屋・原子炉建屋他：約700台</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・6号，7号及び5号炉非常用所内電源設備</li> <li>・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機</li> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</li> <li>・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機</li> <li>・充電器<sup>※2</sup></li> </ul>
	PHS 端末	合計 約 1,177 台 <ul style="list-style-type: none"> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：30台</li> <li>・免震重要棟内緊急時対策所：30台</li> <li>・6号及び7号炉中央制御室：17台（共用）</li> <li>・発電所員他配備分：約1,100台</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・充電式電池（連続約8.5時間使用可能）</li> </ul> ※他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することで7日間以上継続しての通話が可能
	F A X	合計 約 84 台 <ul style="list-style-type: none"> <li>・免震重要棟内緊急時対策所：1台</li> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1台</li> <li>・6号及び7号炉中央制御室：各1台</li> <li>・事務建屋・原子炉建屋他：約80台</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・6号，7号及び5号炉非常用所内電源設備</li> <li>・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機</li> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</li> <li>・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機</li> <li>・無停電電源装置<sup>※3</sup></li> </ul>

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約15時間使用可能。免震重要棟内緊急時対策所は連続約7時間使用可能。

※3 免震重要棟内緊急時対策所は連続約1時間使用可能。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（2/3）

主要設備		台数・保管場所※ <sup>1</sup>	電源設備（連続利用時間）
携帯型音声呼出 電話設備	携帯型音声呼出 電話機	合計 20 台 ・ 6 号及び 7 号炉中央制御室：各 10 台	・ 単二乾電池 4 本（連続約 4 日間使用可能） ※予備の乾電池を保有することで 7 日間以上継続 しての通話が可能
	中継用ケーブル ドラム	合計 10 台 ・ 6 号及び 7 号炉中央制御室：各 5 台	
衛星電話設備	衛星電話設備 （常設）	合計 23 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：9 台 ・ 免震重要棟内緊急時対策所：12 台 ・ 6 号及び 7 号炉中央制御室：各 1 台 （待避室用を含む）	・ 6 号，7 号及び 5 号炉非常用所内電源設備 ・ 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン 発電機 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型 電源設備 ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン 発電機 ・ 無停電電源装置※ <sup>3</sup>
	衛星電話設備 （可搬型）	合計 63 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：19 台 ・ 免震重要棟内緊急時対策所：20 台 ・ 参集地点（刈羽寮，柏崎エネルギーホール）：24 台	・ 充電式電池（連続約 4 時間使用可能） ※他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する ことで 7 日間以上継続しての通話が可能
無線連絡設備	無線連絡設備 （常設）	合計 15 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：4 台 ・ 免震重要棟内緊急時対策所：9 台 ・ 6 号及び 7 号炉中央制御室：各 1 台 （待避室用を含む）	・ 6 号，7 号及び 5 号炉非常用所内電源設備 ・ 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン 発電機 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型 電源設備 ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン 発電機 ・ 無停電電源装置※ <sup>3</sup>
	無線連絡設備 （可搬型）	合計 180 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：80 台 ・ 免震重要棟内緊急時対策所：100 台	・ 充電式電池（連続約 12 時間使用可能） ※他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する ことで 7 日間以上継続しての通話が可能

※<sup>1</sup> 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※<sup>3</sup> 免震重要棟内緊急時対策所は連続約 1 時間使用可能。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（3/3）

主要設備		台数・保管場所 <sup>※1</sup>	電源設備（連続利用時間）
必要な情報を把握できる設備 （安全パラメータ表示システム（SPDS））	データ伝送装置	1式 ・6号炉 コントロール建屋 プロセス計算機室 ・7号炉 コントロール建屋 プロセス計算機室	・6号, 7号炉非常用所内電源設備 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機
	緊急時対策支援システム伝送装置	1式 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・3号炉非常用所内電源設備 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
	SPDS表示装置	1式 <sup>※4</sup> ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置 <sup>※3</sup> ・充電器 <sup>※2</sup>

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※2 免震重要棟内緊急時対策所は連続約7時間使用可能。

※3 免震重要棟内緊急時対策所は連続約1時間使用可能。

※4 保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1式を保管する。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（1/3）

主要設備		台数・保管場所 <sup>※1</sup>	電源設備（連続利用時間）
局線加入電話設備	加入電話機	合計 4台 (2台) <sup>※5</sup> ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1台 (1台) <sup>※5</sup> ・免震重要棟内緊急時対策所：2台 (1台) <sup>※5</sup> ・6号及び7号炉中央制御室：1台 (共用)	・通信事業者回線からの給電
	加入FAX	合計 4台 (4台) <sup>※5</sup> ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1台 (1台) <sup>※5</sup> ・免震重要棟内緊急時対策所：3台 (3台) <sup>※5</sup>	・通信事業者回線からの給電 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置 <sup>※3</sup>
	電力保安通信用電話設備接続	合計 79回線 (48回線) <sup>※6</sup> ・免震重要棟内緊急時対策所：79回線 (48回線) <sup>※6</sup>	—
テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	1式 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・5号炉非常用所内電源設備 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置 <sup>※3</sup>
専用電話設備 (ホットライン)	専用電話設備 (自治体他向)	合計 14台 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：7台 ・免震重要棟内緊急時対策所：7台	・乾電池1個 (連続約10日間使用可能) ※手動発電又は予備の乾電池と交換することで通話時間を延長可能。
衛星電話設備	衛星電話設備 (常設)	発電所内と同様	

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※3 免震重要棟内緊急時対策所は連続約1時間使用可能。

※5 ( ) は災害時優先契約あり電話の台数。

※6 ( ) は災害時優先契約あり電話の回線数。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（2/3）

主要設備		台数・保管場所 <sup>※1</sup>	電源設備（連続利用時間）
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	IP-電話機	合計 12台（有線系：8台，衛星系4台） ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：4台（有線系）， 2台（衛星系） ・免震重要棟内緊急時対策所：4台（有線系）， 2台（衛星系）	・5号炉非常用所内電源設備 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置 <sup>※3</sup> ・充電器 <sup>※2</sup>
	IP-FAX	合計 6台（有線系：4台，衛星系2台） ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1台（有線系）， 1台（衛星系） ・免震重要棟内緊急時対策所：3台（有線系）， 1台（衛星系）	・5号炉非常用所内電源設備 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置 <sup>※3</sup>
	テレビ会議システム	1式（有線系・衛星系 共用） ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・無停電電源装置 <sup>※3</sup>
衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	合計 2台 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：2台	・5号炉非常用所内電源設備 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・無停電電源装置 <sup>※3</sup>
	FAX（社内向）	1台 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1台	
	テレビ会議システム（社内向）	1式 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	1式 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・5号炉非常用所内電源設備 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・無停電電源装置 <sup>※3</sup>

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※2 連続約7時間使用可能（免震重要棟内緊急時対策所のみ）。

※3 免震重要棟内緊急時対策所は連続約1時間使用可能。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（3/3）

主要設備		台数・保管場所 <sup>※1</sup>	電源設備（連続利用時間）
電力保安通信用 電話設備	固定電話機 PHS 端末 FAX	発電所内と同様	

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

## 通信連絡設備の概要

### 1. 通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として、以下の通信連絡設備を設置する設計とする。通信連絡設備の概要を図1に示す。

(1) 通信連絡設備（発電所内）

中央制御室、緊急時対策所等から建屋内外各所の者に対し、相互に必要な操作、作業、退避の指示及び連絡を行う。

(2) 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））

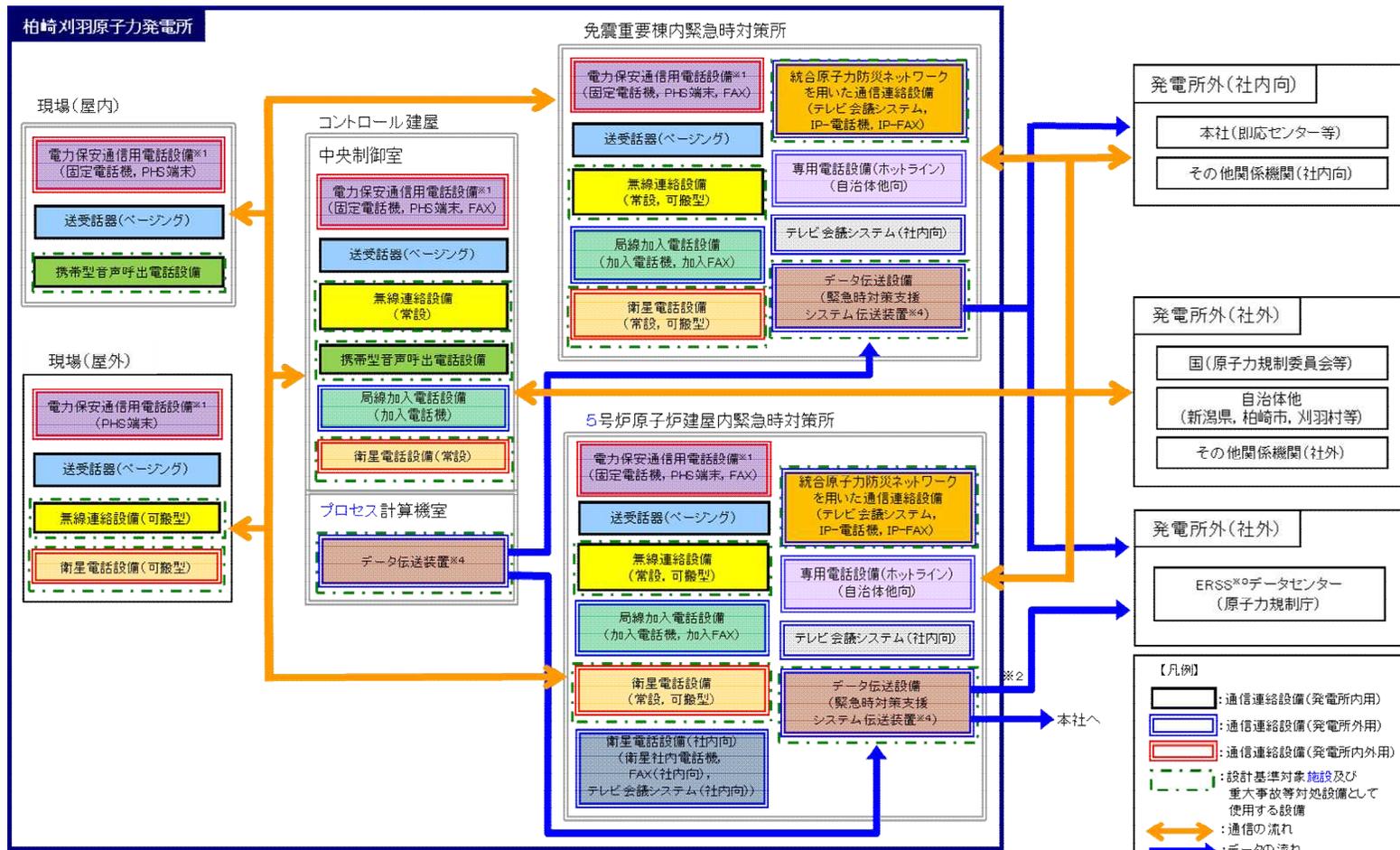
重大事故等時に対処するために必要な情報（プラントパラメータ）を把握するために、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び免震重要棟内緊急時対策所へデータを伝送する。

(3) 通信連絡設備（発電所外）

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行う。

(4) データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する。



※1: 局線加入電話設備に接続されており発電所外への通信連絡が可能である。  
 ※2: 免震重要棟の緊急時対策支援システム伝送装置から本社経由で第二データセンターへ、5号炉原子炉建屋の緊急時対策支援システム伝送装置から第一データセンターへ伝送する。  
 ※3: 国の緊急時対策支援システム。  
 ※4: 必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS)を含む)。

図1 通信連絡設備の概要

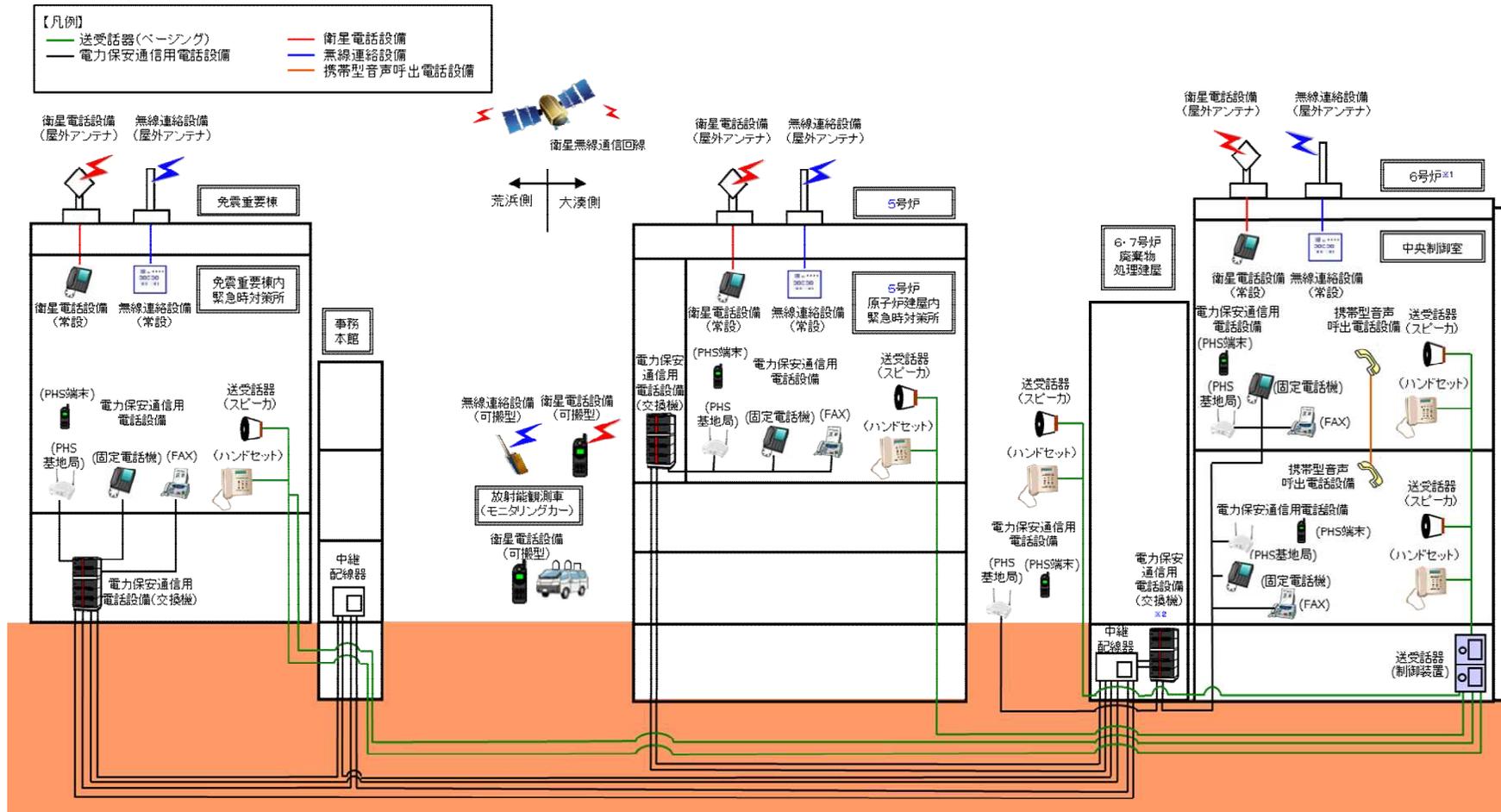
## 1. 1 通信連絡設備（発電所内）の概要

中央制御室，緊急時対策所等から人が立ち入る可能性のある建屋内外各所の者に対し，相互に必要な操作，作業，退避の指示及び連絡を行うことができるよう，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を設置し，重大事故等時においても使用し，多様性を確保する設計とする。概要を図2に示す。

また，通信連絡設備（発電所内）のうち，設計基準対象施設である衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備は，重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

電力保安通信用電話設備における建屋間の有線系回線の構成は，免震重要棟を中心としたスター形とし，免震重要棟と5号炉間，免震重要棟と6号及び7号炉間の有線系回線は2回線化する設計とする。

万一，1回線に損傷が発生した場合，電力保安通信用電話設備の機能は維持されるが，有線系回線が集中する免震重要棟が損傷し，電力保安通信用電話設備の機能が喪失した場合，発電所建屋外は無線連絡設備又は衛星電話設備，発電所建屋内は携帯型音声呼出電話設備により，発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。



※1: 7号炉も同様  
 ※2: 6号炉用は地下1階、7号炉用は地上1階に設置

図2 発電所内の通信連絡設備の概要

## 1. 2 通信連絡設備（発電所外）の概要

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行うため、以下の通信連絡設備を設置し、多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を図3, 4, 5に示す。

また、通信連絡設備（発電所外）のうち、設計基準対象施設である統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備は、重大事故等時においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

### (1) 電力保安通信用電話設備

専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）に接続している固定電話機、PHS端末、FAX

### (2) テレビ会議システム（社内向）

専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）に接続しているテレビ会議システム

### (3) 局線加入電話設備

通信事業者が提供する災害時優先加入契約された通信事業者回線（有線系）に接続している加入電話機及び加入FAX

### (4) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）を用いたIP-電話機、IP-FAX、テレビ会議システム

### (5) 専用電話設備（ホットライン）

通信事業者が提供する専用通信回線（有線系）に接続する専用電話設備

### (6) 衛星電話設備

通信事業者が提供する衛星無線通信回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）

### (7) 衛星電話設備（社内向）

通信事業者が提供する専用の衛星無線通信回線（衛星系）に接続している衛星社内電話機、FAX（社内向）、テレビ会議システム（社内向）

なお、専用の電力保安通信用回線は、送電鉄塔に配備する有線系回線及び無線鉄塔に配備する無線系回線によって構成し、多様性を確保する設計とする。さらに、有線系回線及び無線系回線は、発電所外の必要箇所と通信連絡する経路を、それぞれ2回線化する設計とする。

万一、電力保安通信用回線による通信連絡の機能が喪失した場合、統合

原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等の衛星系回線により、発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

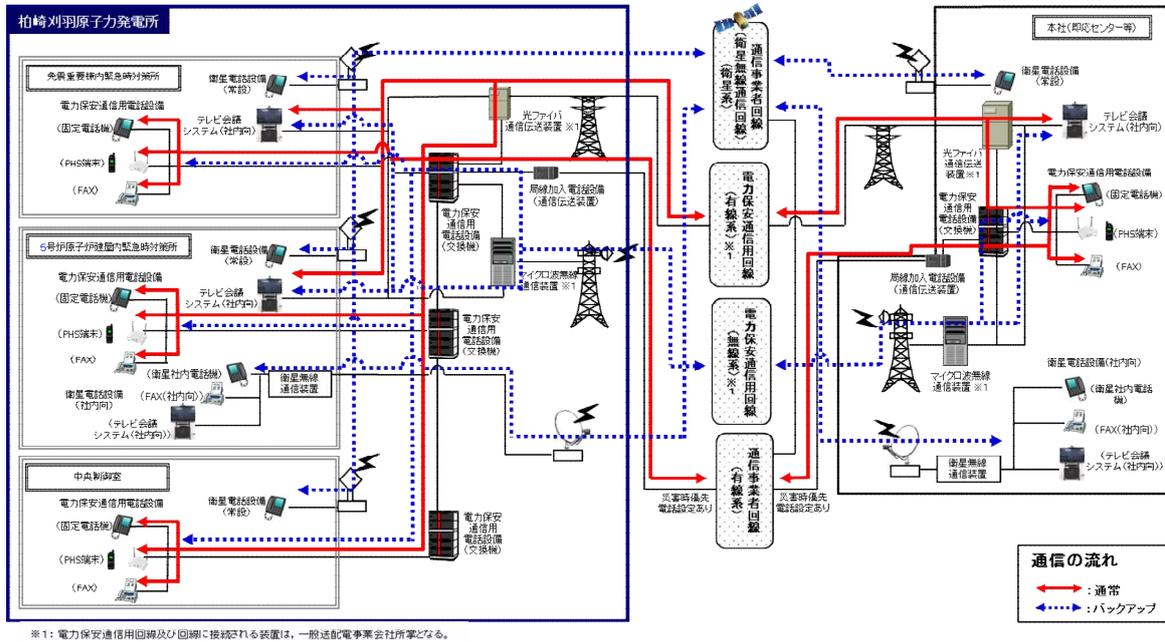


図3 通信連絡設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要

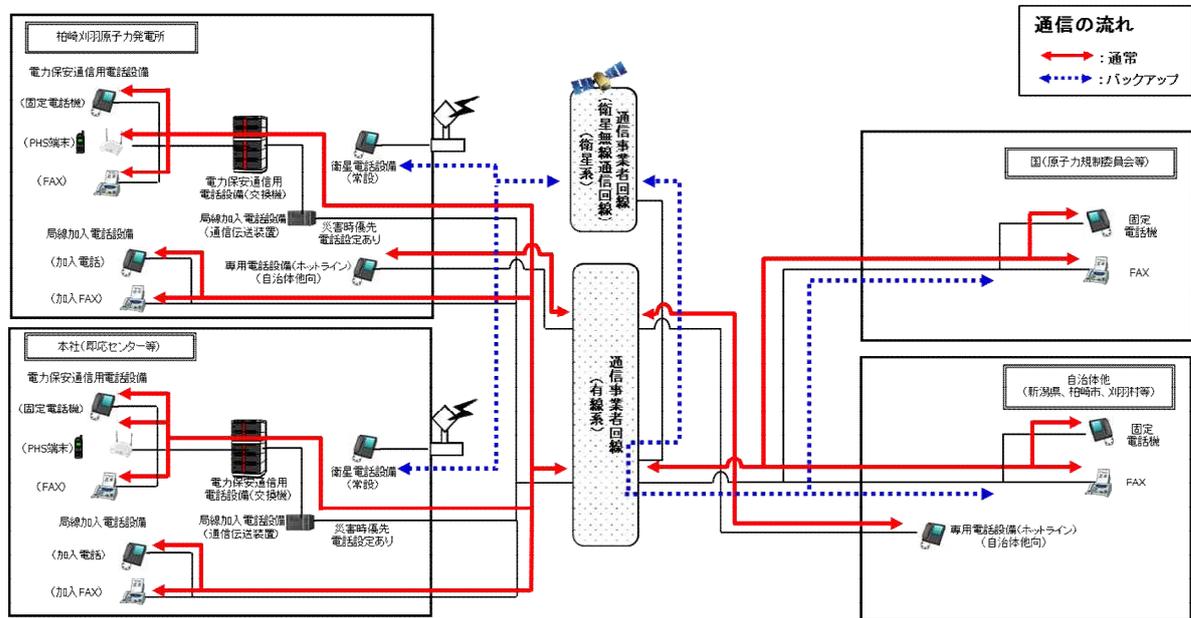
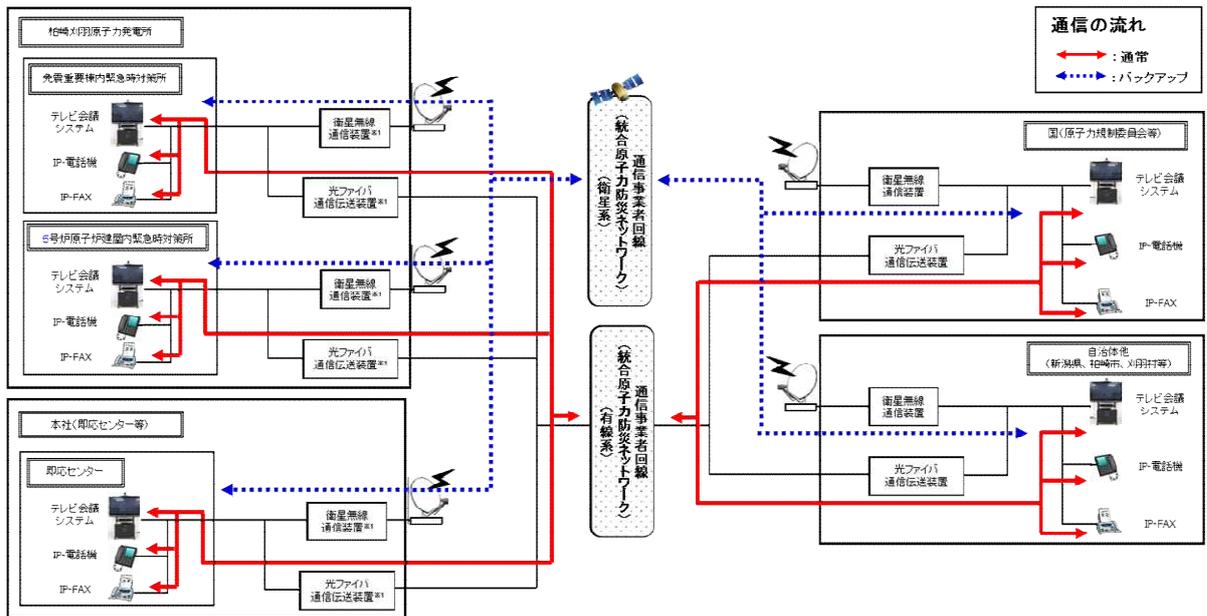


図4 通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その1）



※1:通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国、自治体他所掌の通信連絡設備となる。

図5 通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その2）

### 1. 3 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の概要

免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ、重大事故等時に対処するために必要なデータを伝送できる設備として、主にデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置から構成される必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））を構築する設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、データ伝送設備として、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送可能な設計とする。

また、データ伝送設備は、常時使用できるよう、通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保するとともに、専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）及び通信事業者が提供する専用の衛星無線通信回線にも接続し多様性を確保する設計とする。概要を図6に示す。

なお、必要な情報を把握するための設備及びデータ伝送設備のうち、設計基準**対象施設**であるデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、重大事故等時においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））における発電所内建屋間の有線系回線の構成は、免震重要棟を中心としたスター形とし、6号及び7号炉と免震重要棟間、6号及び7号炉と5号炉間の有線系回線は2回線化する設計とする。

万一、1回線に損傷が発生した場合、有線系回線によるデータ伝送は継続されるが、有線系回線が集中する免震重要棟が損傷し、有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合、無線通信装置により、発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。



## 2. 多様性を確保した専用通信回線

発電所外との通信連絡設備及びデータ伝送設備については、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線により多様性を確保した通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。主要設備ごとに接続する通信回線種別について表1に記載するとともに、概要を図7に示す。

表1 接続する通信回線種別一覧

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限※2
電力保安 通信用回線 ※3	有線系回線 (光ファイバ)	電力保安通信用 電話設備※1	固定電話機, PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
		テレビ会議 システム (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	無線系回線 (マイクロ波 無線)	電力保安通信用 電話設備※1	固定電話機, PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
テレビ会議 システム (社内向)		テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎	
	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎	
通信事業者 回線	有線系回線 (災害時優先 契約あり)	局線加入電話設備	加入電話機	電話	—	○
			加入FAX	FAX	—	○
	有線系回線 (災害時優先 契約なし)		加入電話機	電話	—	×
			加入FAX	FAX	—	×
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設), 衛星電話設備 (可搬 型)	電話	—	○
	衛星系回線	衛星電話設備 (社内向)	衛星社内電話機	電話	○	◎
			FAX (社内向)	FAX	○	◎
		テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎	
衛星系回線	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎	
有線系回線	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	専用電話設備	電話	○	◎	
通信事業者 回線 (統合原子力 防災ネット ワーク)	有線系回線 (光ファイバ)	統合原子力防災 ネットワークを用い た通信連絡設備	IP-電話機	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線		IP-電話機	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
有線系回線 (光ファイバ)	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎	
衛星系回線						

※1：局線加入電話設備に接続されており、発電所外への連絡も可能

※2：通信の制限とは、輻輳の他、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

※3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

【凡例】・専用 ○：専用回線 —：非専用回線  
・輻輳 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある

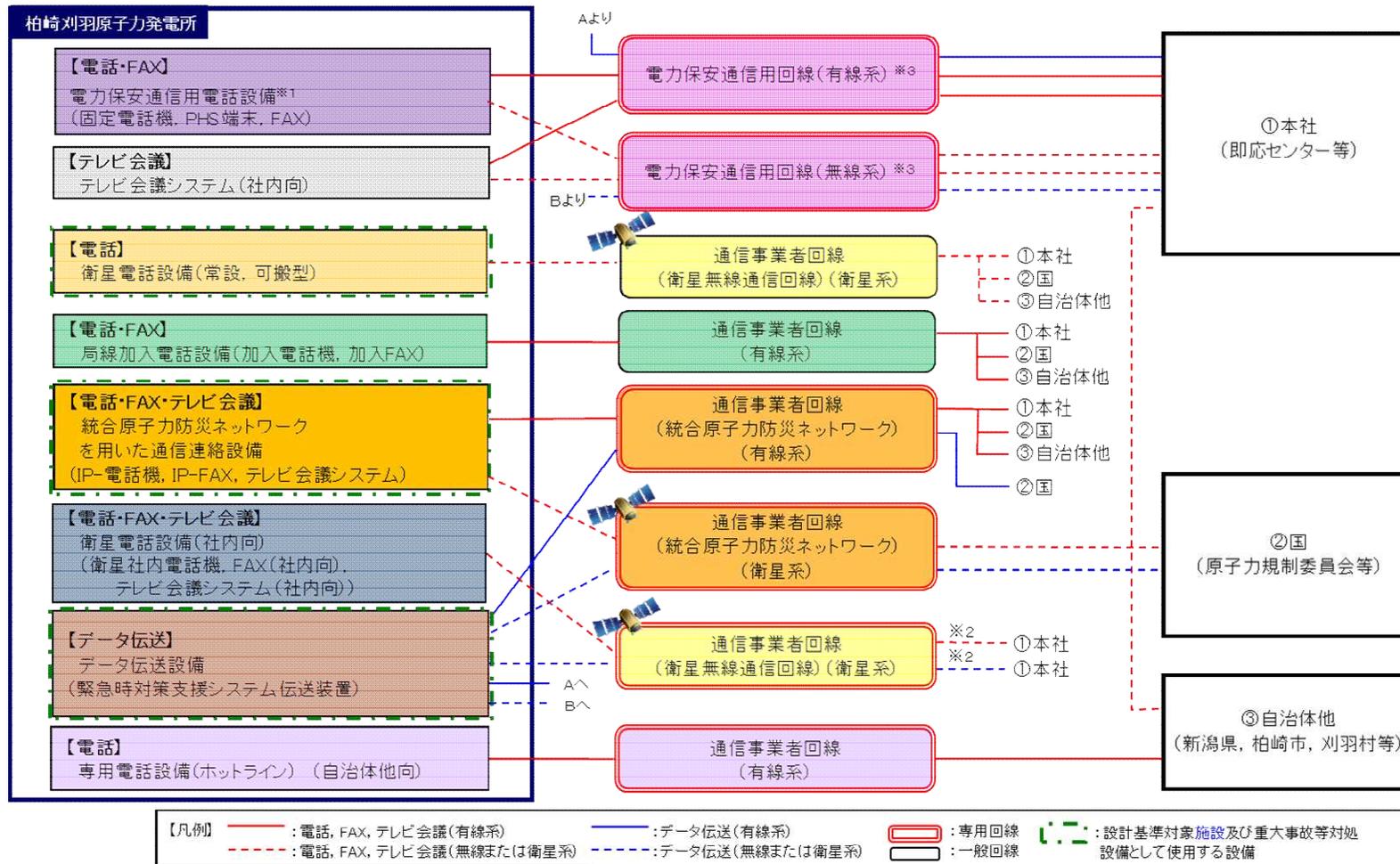


図7 多様性を確保した通信回線の概要

### 3. 通信連絡設備の電源及び代替電源設備

通信連絡設備及び緊急時対策支援システム (ERSS) 等へ必要なデータを伝送できる設備は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置又は代替電源設備 (電池等の予備電源設備を含む) から給電可能としている。単線結線図を図 8~11 に示し、接続電源の一覧を表 2, 3, 4 に記載する。

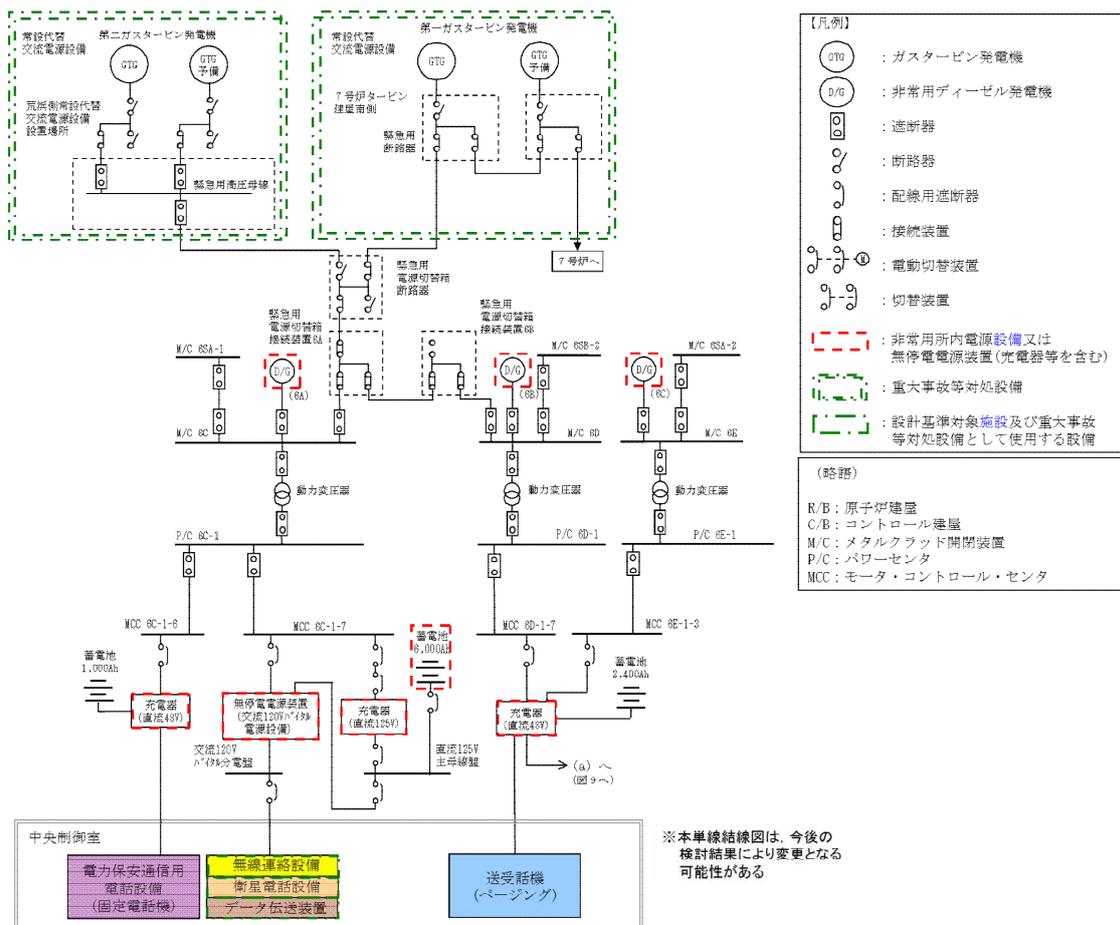


図 8 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図 (6号炉)

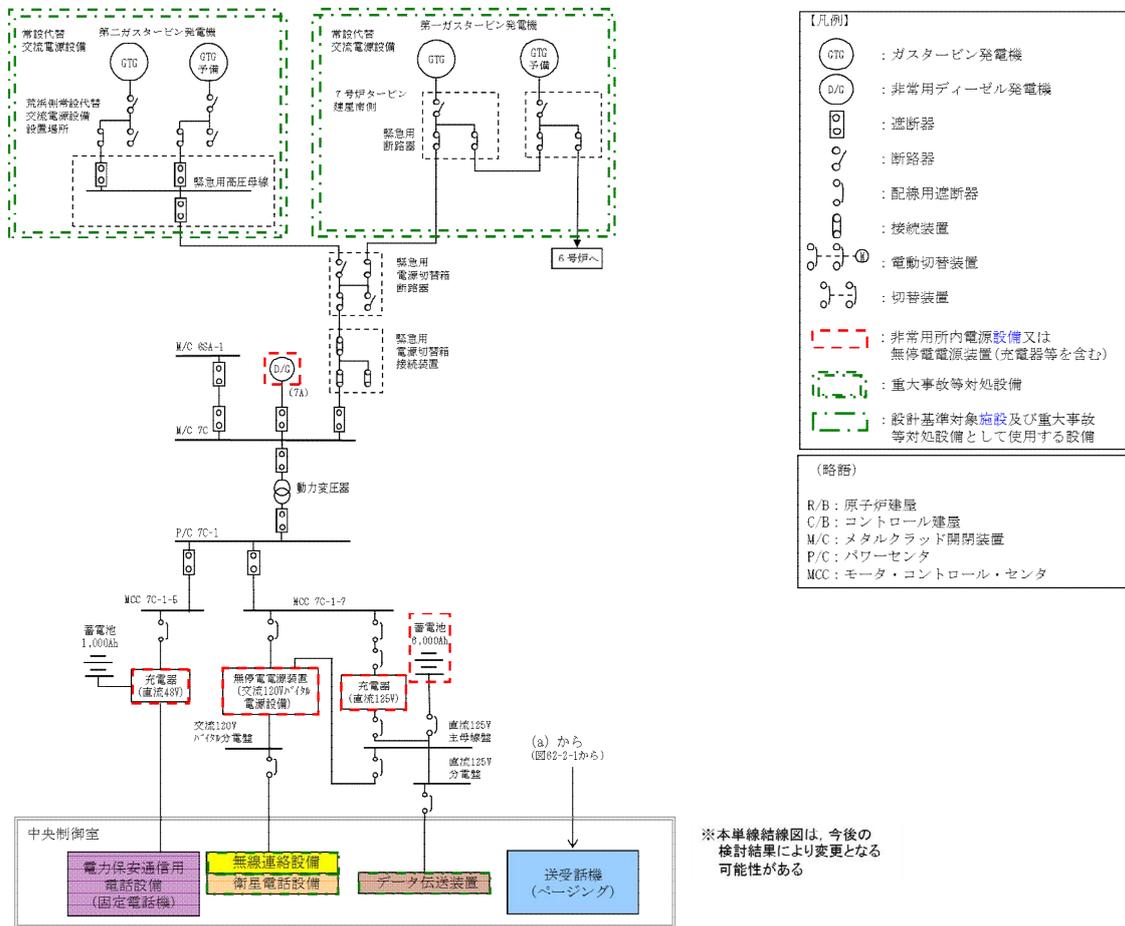


図9 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図 (7号炉)

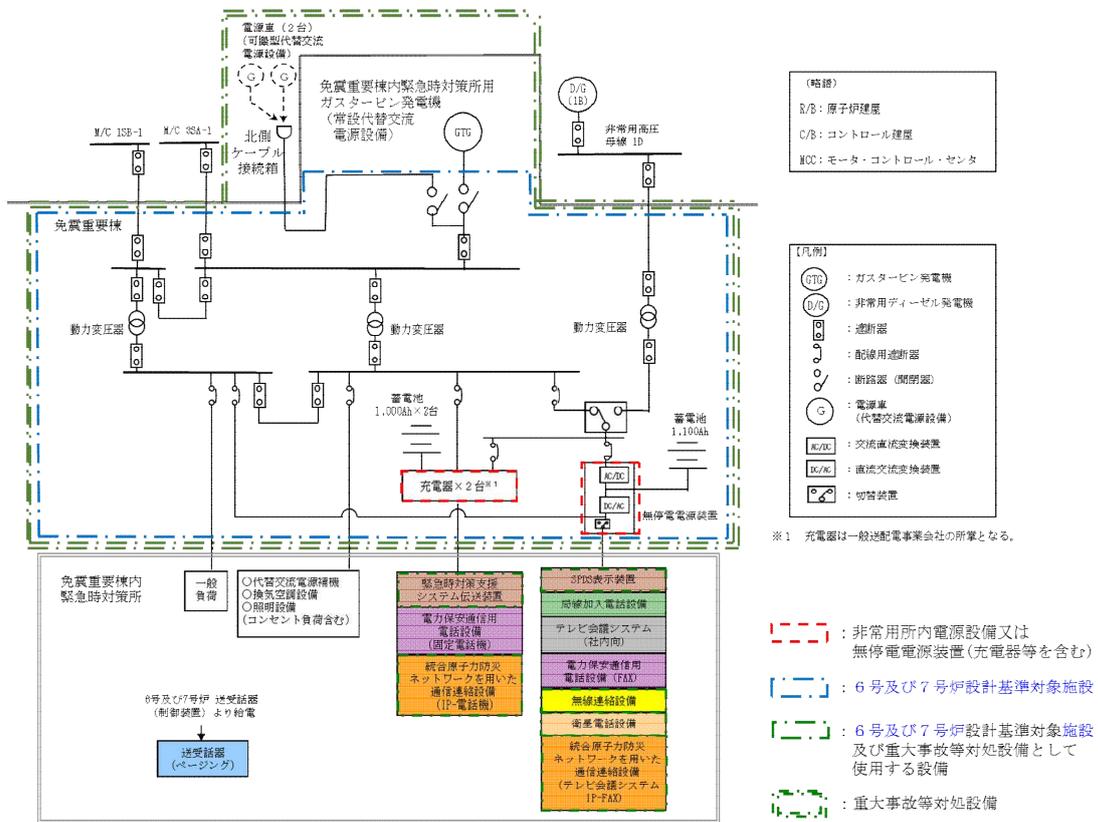


図 10 免震重要棟内緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

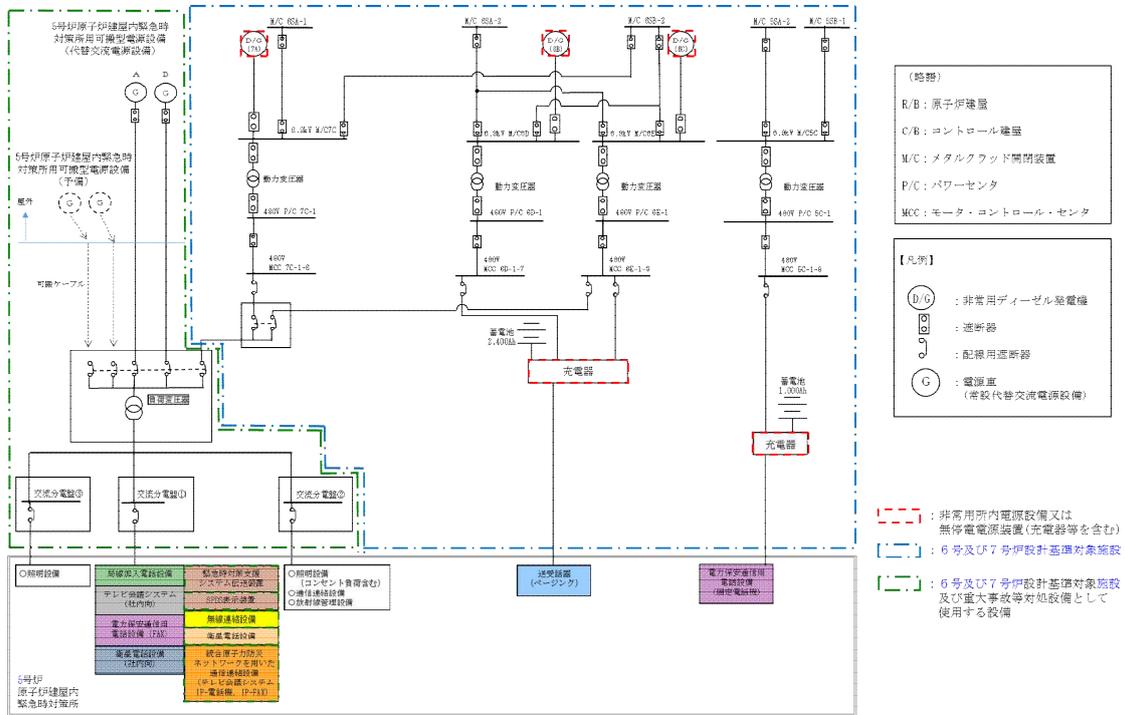


図 11 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

表 2 通信連絡設備（発電所内）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	6号及び7号炉 中央制御室	乾電池 <sup>※1</sup>	(乾電池)
	送受信器 (警報装置を含む。)	ハンドセット, スピーカ	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器 (蓄電池)	第一GTG <sup>※2</sup> 及び第二GTG <sup>※2</sup> (常設代替交流電源設備)
			免震重要棟内緊急時対策所		
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線連絡設備 (常設)	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一GTG <sup>※2</sup> 及び第二GTG <sup>※2</sup> (常設代替交流電源設備)
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG <sup>※2</sup> (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 <sup>※3</sup> (代替交流電源設備)
		無線連絡設備 (可搬型)	免震重要棟内緊急時対策所	充電式電池 (本体内蔵) <sup>※4</sup>	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG <sup>※2</sup> (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		

1.19-50

※1 乾電池により約4日間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

※2 GTG：ガスタービン発電機

※3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

※4 充電式電池により約12時間の連続通話が可能。また、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

表3 通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備	
発電所内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	第一GTG <sup>※2</sup> 及び第二GTG <sup>※2</sup> （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	充電器（蓄電池）	免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> （常設代替交流電源設備）
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		—
		PHS 端末	6号及び7号炉 中央制御室	充電式電池（本体内蔵） <sup>※1</sup>	第一GTG <sup>※2</sup> 及び第二GTG <sup>※2</sup> （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所		免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> （常設代替交流電源設備）
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		可搬型電源設備 <sup>※3</sup> （代替交流電源設備）
		FAX	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機	第一GTG <sup>※2</sup> 及び第二GTG <sup>※2</sup> （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> （常設代替交流電源設備）
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 <sup>※3</sup> （代替交流電源設備）
	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一GTG <sup>※2</sup> 及び第二GTG <sup>※2</sup> （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> （常設代替交流電源設備）
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 <sup>※3</sup> （代替交流電源設備）
		衛星電話設備（可搬型）	免震重要棟内緊急時対策所	充電式電池（本体内蔵） <sup>※4</sup>	免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> （常設代替交流電源設備）
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		可搬型電源設備 <sup>※3</sup> （代替交流電源設備）

※1 充電式電池により約8.5時間の通話が可能。また、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

※2 GTG：ガスタービン発電機

※3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

※4 充電式電池により約4時間の通話が可能。また、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

表3 通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置	代替電源設備
発電所内外	必要な情報を把握 できる設備 (安全パラメータ表示シ ステム(SPDS))	データ伝送装置	6号炉 プロセス計算機室	第一GTG <sup>※1</sup> 及び第二GTG <sup>※1</sup> (常設代替交流電源設備)
			7号炉 プロセス計算機室	
	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	免震重要棟内緊急時対策所	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG <sup>※1</sup> (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
	データ伝送設備	SPDS表示装置	免震重要棟内緊急時対策所	可搬型電源設備 <sup>※2</sup> (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	

※1 GTG：ガスタービン発電機。

※2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備。

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備  
として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

表4 通信連絡設備（発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備	
発電所外	統合原子力防災 ネットワークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議システム (有線系, 衛星系 共用)	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> (常 設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 <sup>※3</sup> (代替交流電源設備)
		IP-電話機 (有線系, 衛星系)	免震重要棟内緊急時対策所	充電器(蓄電池)	免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> (常 設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 <sup>※3</sup> (代替交流電源設備)
		IP-FAX (有線系, 衛星系)	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> (常 設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 <sup>※3</sup> (代替交流電源設備)
	局線加入電話設備	加入電話機	免震重要棟内緊急時対策所 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電	— (通信事業者回線からの給電)
		加入FAX	免震重要棟内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電 無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> (常 設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 <sup>※3</sup> (代替交流電源設備)
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	免震重要棟内緊急時対策所 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	乾電池 <sup>※1</sup>	手動発電, 乾電池(予備)
	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG <sup>※2</sup> (常 設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 <sup>※3</sup> (代替交流電源設備)
	衛星電話設備(社内向)	衛星社内電話機	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 <sup>※3</sup> (代替交流電源設備)
		テレビ会議システム (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
		FAX(社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		

※1 乾電池により10日間以上の連続通話が可能。また、手動発電又は予備の乾電池と交換することにより通話時間を延長可能。

※2 GTG: ガスタービン発電機。

※3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備。

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備  
として使用する設備  
 : 重大事故等対処設備

#### 4. 緊急時対策所に設置する通信連絡設備及び重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備に係る耐震設計

##### (1) 免震重要棟内緊急時対策所

免震重要棟内緊急時対策所では、免震構造の採用により、上部構造の加速度応答及び収納設備に生じる慣性力を低減させること、並びに通信連絡設備の転倒防止の措置を施すことで免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能を喪失しない設計とする。

##### (2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備及びデータ伝送設備については、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備及びデータ伝送設備に関わる耐震措置の概要図 12, 13 に示す。(SPDS 表示装置については、「第 34 条 緊急時対策所」にて整理する。)

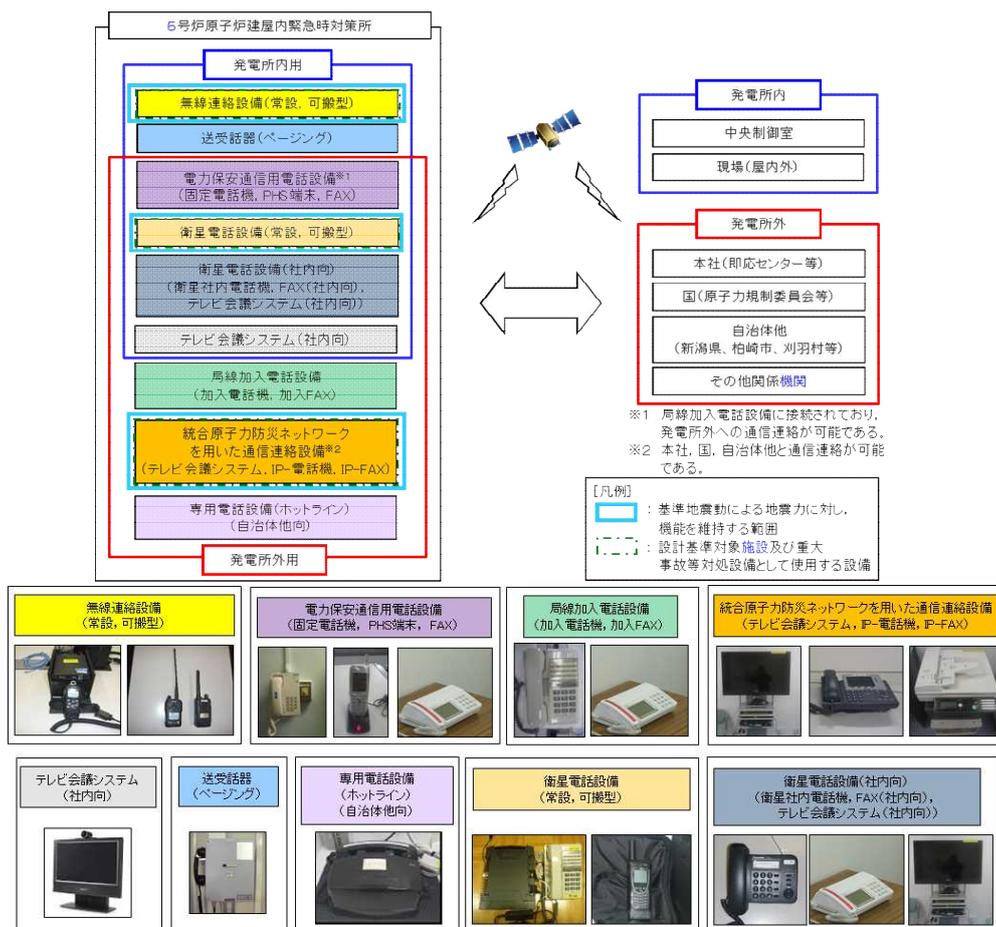


図 12 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備に関わる耐震措置の概要

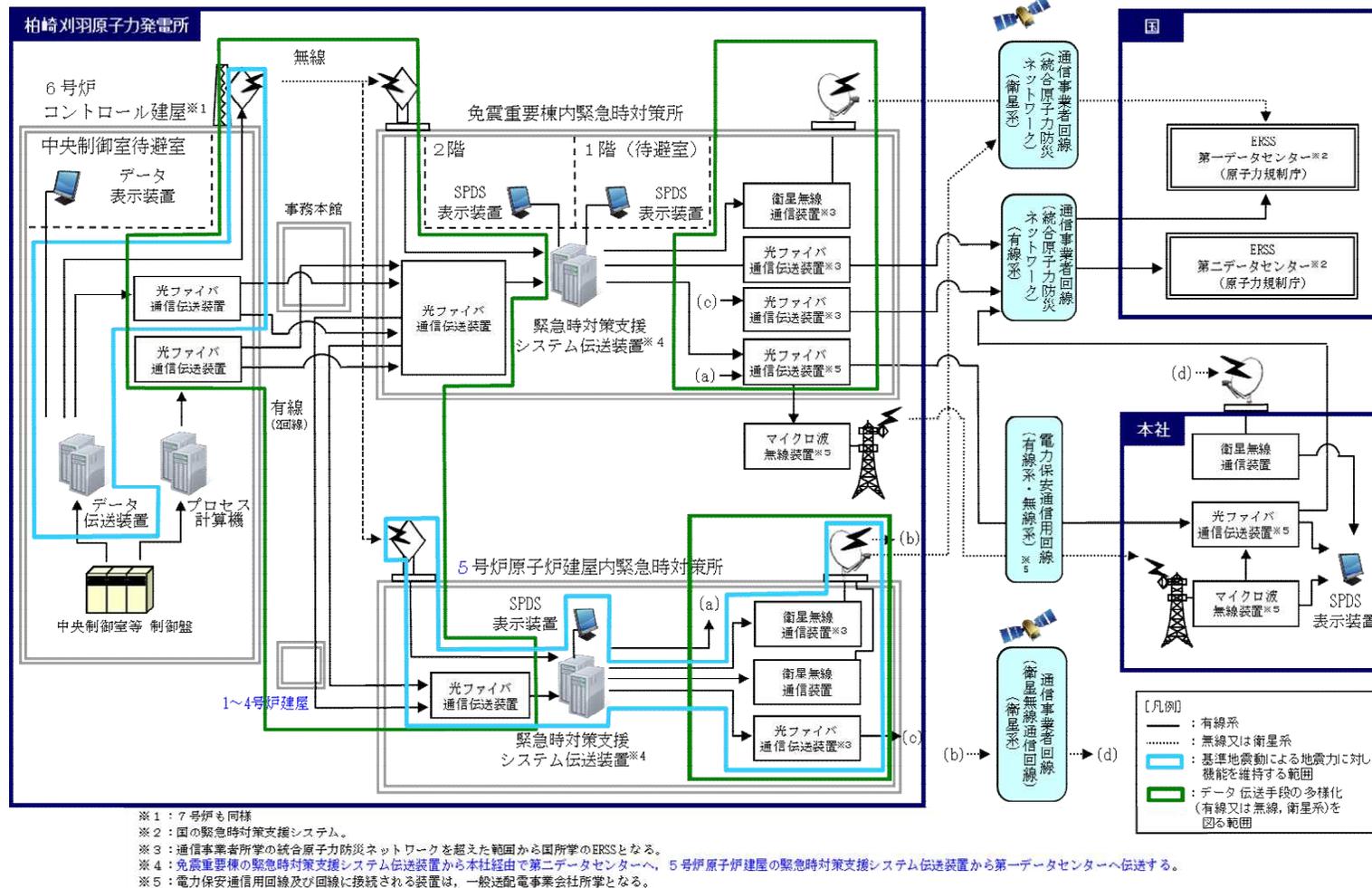
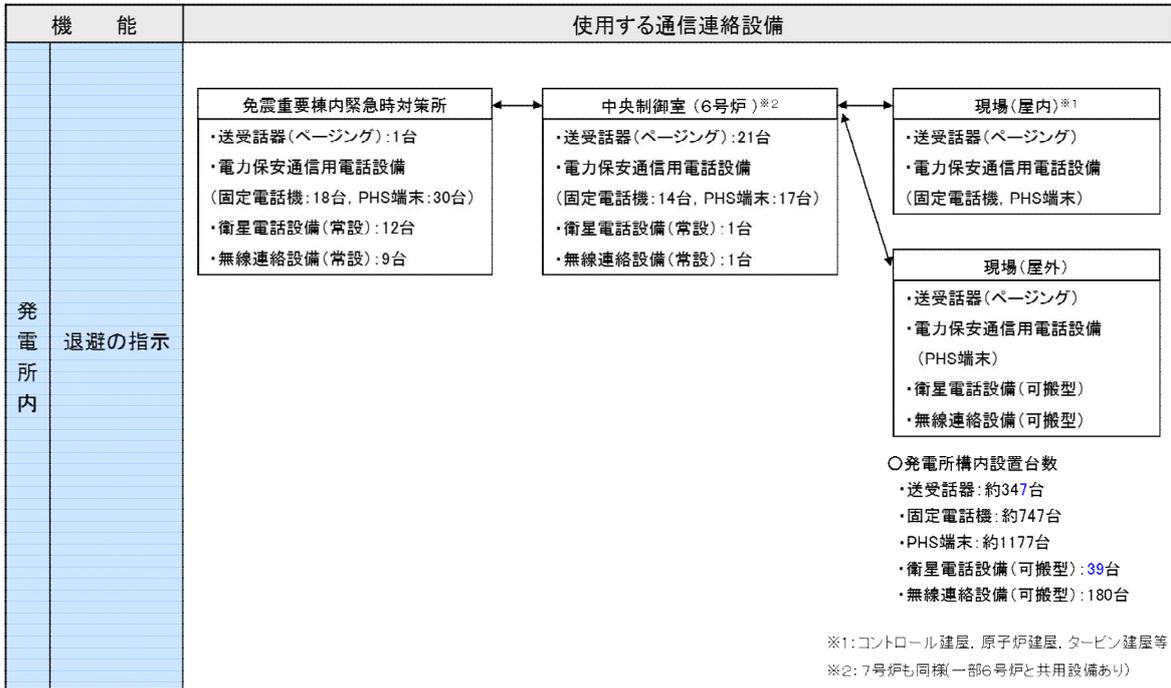


図 13 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））及びデータ伝送設備に関わる耐震装置の概要

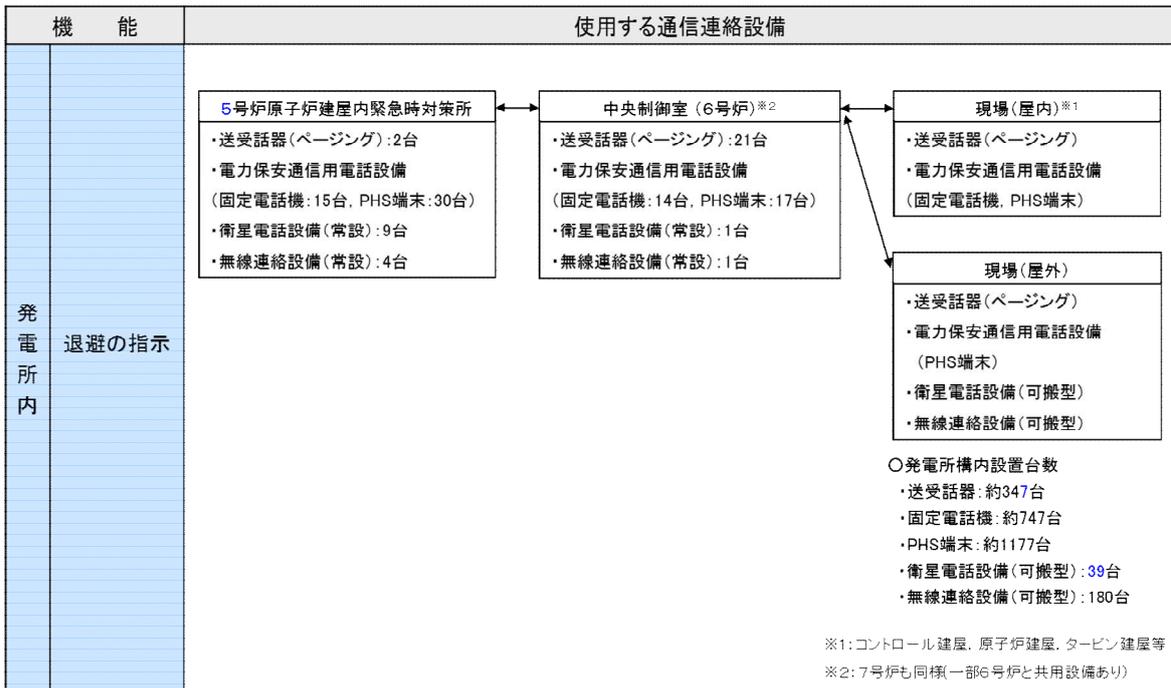
## 5. 機能ごとに必要な通信連絡設備

発電所内での「避難の指示」や「操作，作業の連絡」，発電所外への「通報，連絡等」に必要な通信連絡設備の種類，台数等について，通信連絡が必要な場所ごとに整理した通信連絡の指揮系統を図 14～18 に示す。

通信連絡設備は，使用する要員，連絡先（自治体その他関係機関）に，より速やかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また，予備品の台数は，これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ，設備が故障した場合も速やかに代替機器を準備できる台数を整備する。



・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。



・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 14 「待避の指示」における指揮系統図

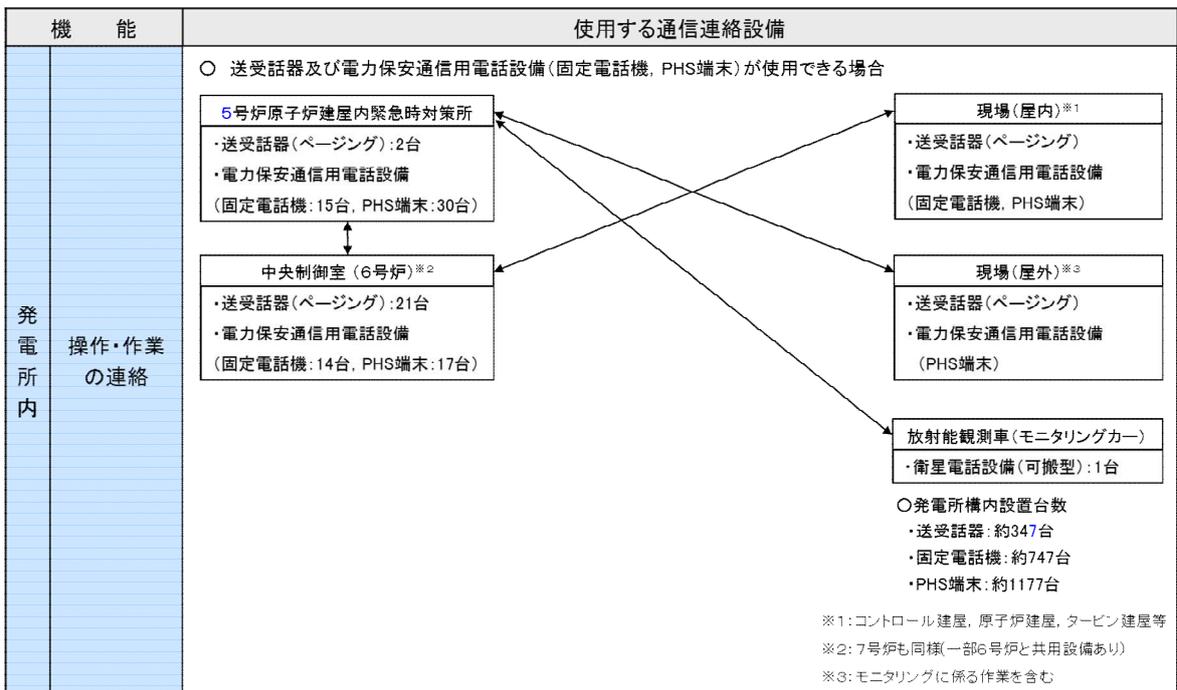
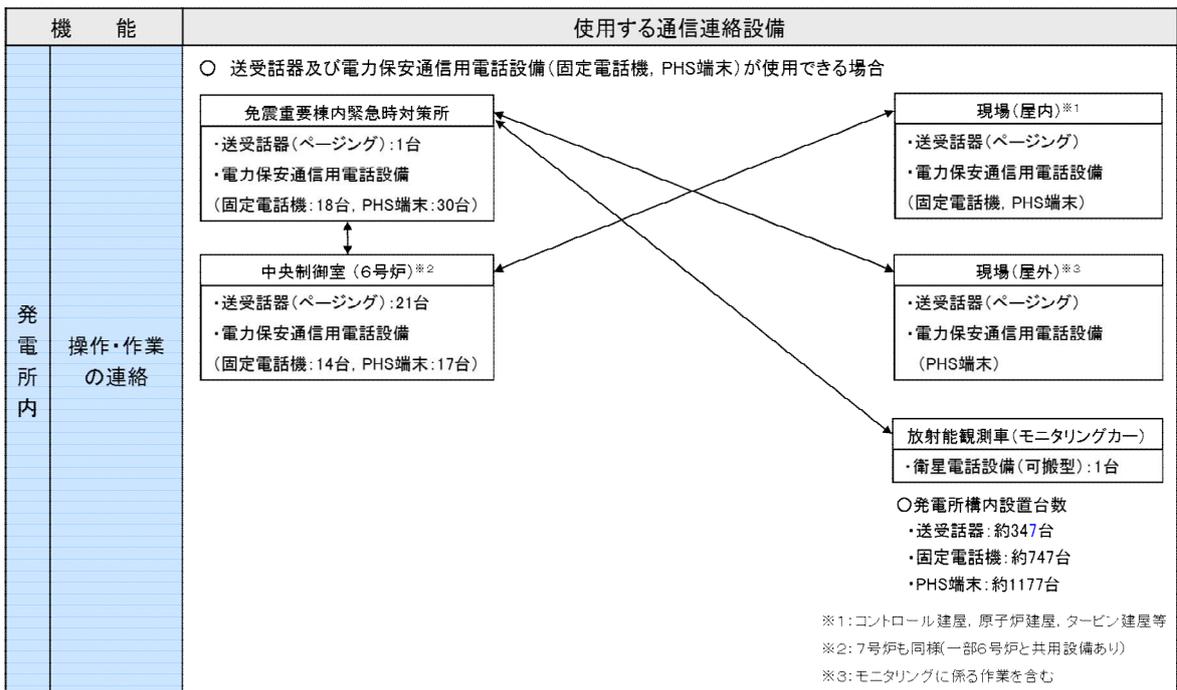
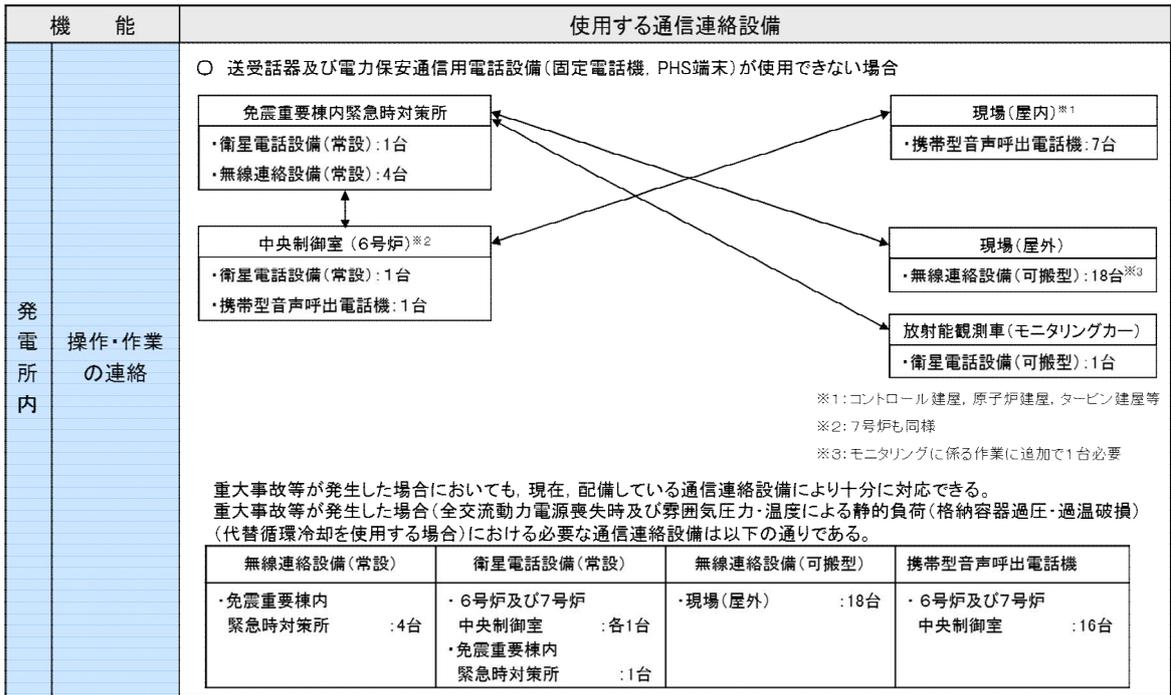
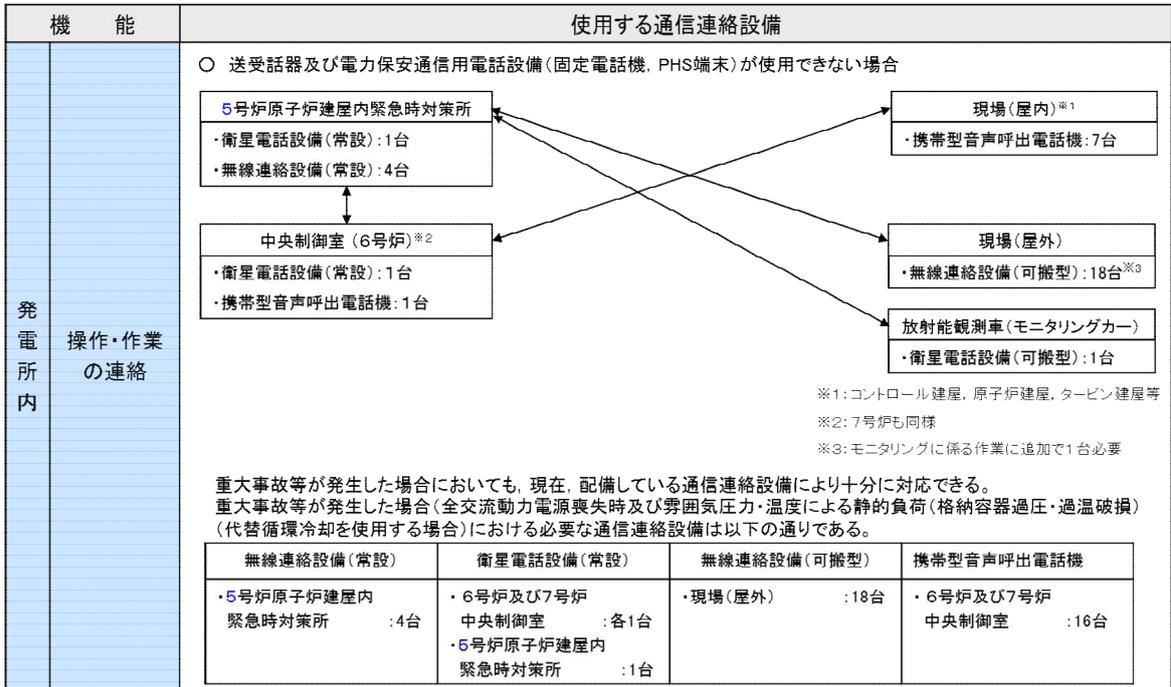


図 15 「操作・作業の連絡」における指揮系統図  
 (送受信器(ページング)及び電力保安通信用電話設備が使用できる場合)

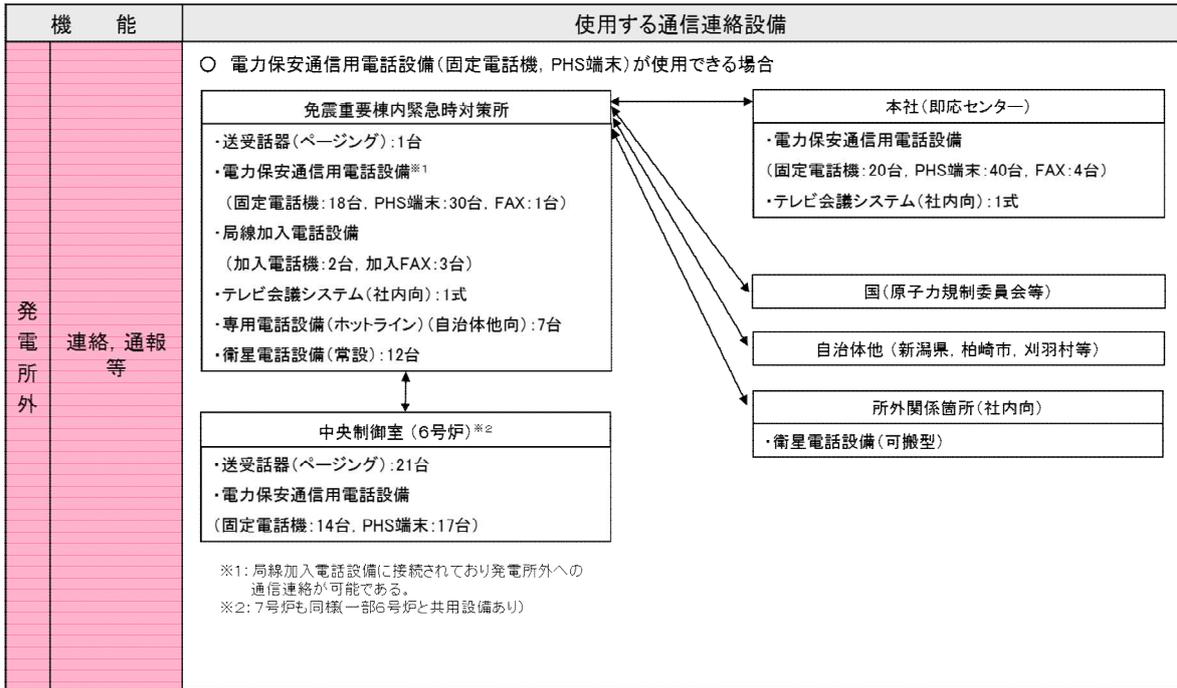


・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

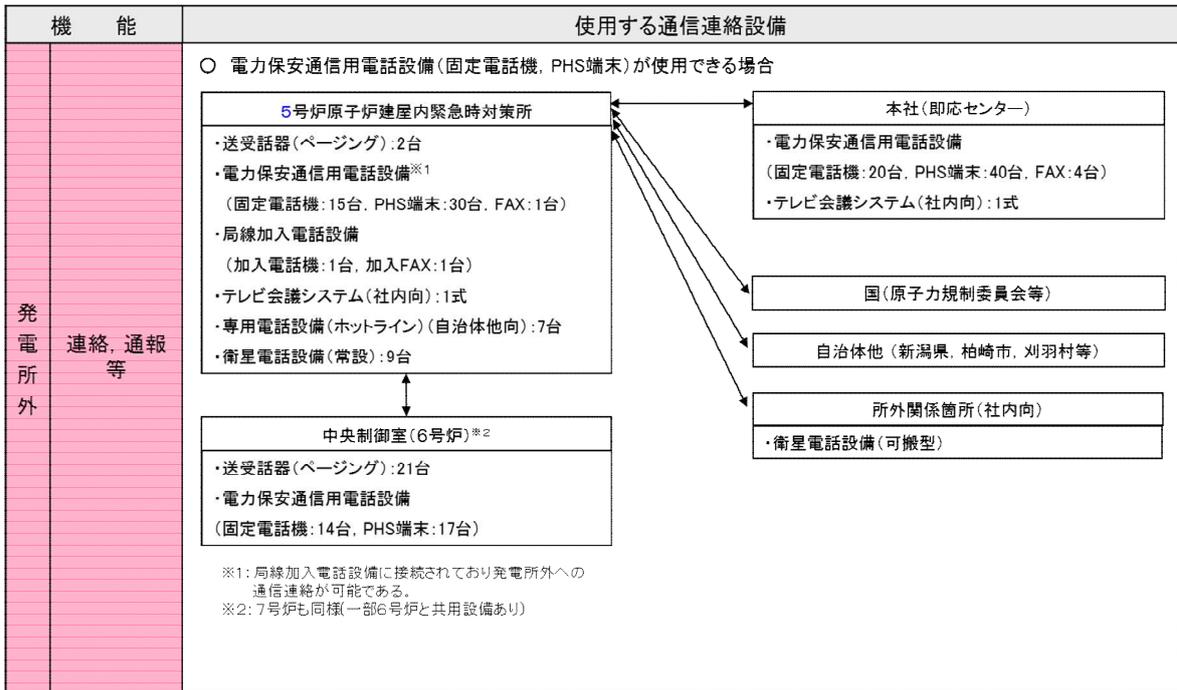


・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 16 「操作・作業の連絡」における指揮系統図  
(送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備が使用できない場合)

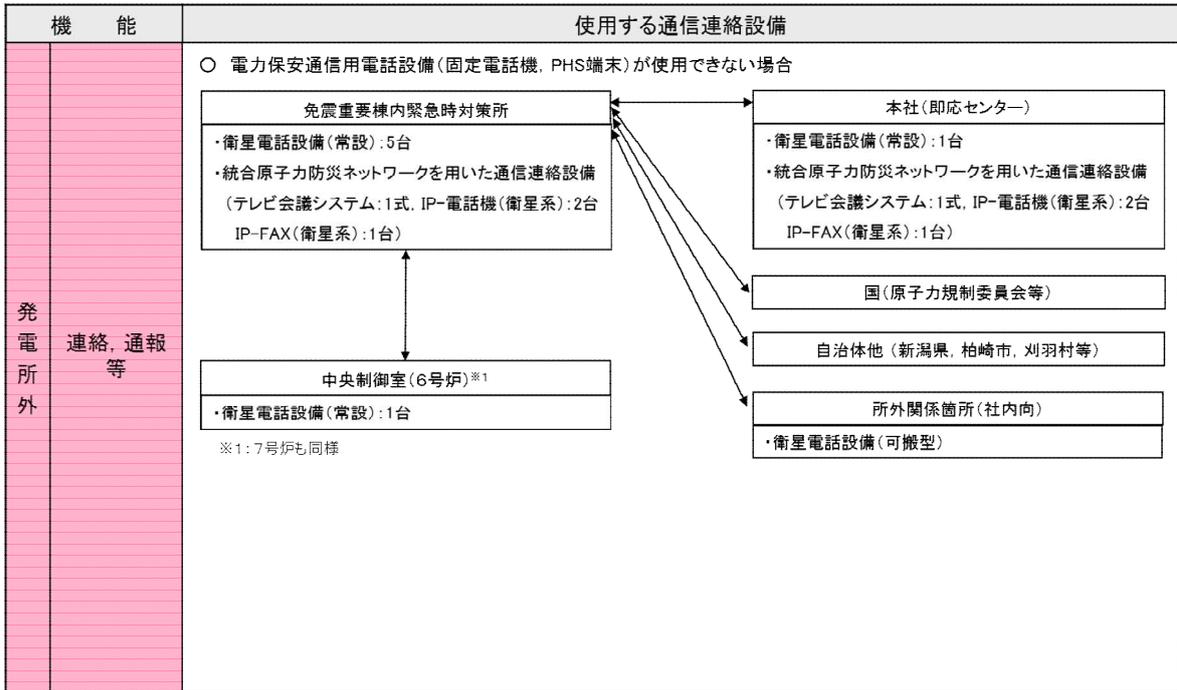


・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

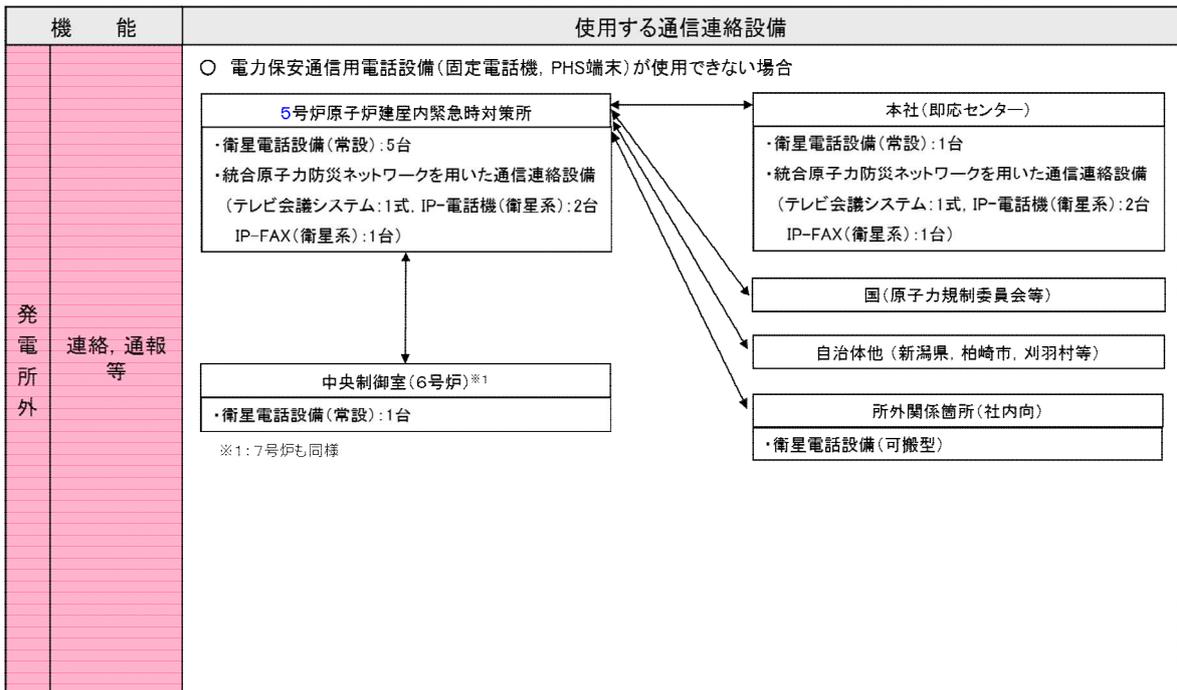


・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 17 「連絡、通報等」における指揮系統図  
(送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備が使用できる場合)



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 18 「連絡、通報等」における指揮系統図  
(送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備が使用できない場合)

## 6. 携帯型音声呼出電話設備等の使用方法及び使用場所について

携帯型音声呼出電話設備は、通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、6号及び7号炉中央制御室と各現場間に布設している専用通信線を用い、携帯型音声呼出電話機を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルを布設することにより必要な通信連絡を行う。

なお、専用接続箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置しており、溢水時においても使用できる。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各重要事故シーケンスで使用する台数とする。

携帯型音声呼出電話機を用いた中央制御室と現場との通信連絡の概要について、図 19 に示す。また、各重要事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例を表 5、各重要事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話設備及び無線連絡設備等の台数を表 6、7 に示す。

表5 携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例  
 (重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時 (7号炉) の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
蓄電池切替	コントロール建屋 地下1階	計測制御電源盤室
受電操作	原子炉建屋地下1階	非常用電気品室
MUWC弁操作	廃棄物処理建屋地下3階	MUWCポンプ室
MUWCポンプ起動確認	原子炉建屋 地下2階	通路
代替原子炉冷却系 系統構成	原子炉建屋 1階	通路, 非常用D/G室
	原子炉建屋 2階	FPC熱交換器室近傍
	コントロール建屋 地下2階	HECW室
	タービン建屋 地下1階	RCW熱交換器室
原子炉格納容器 ベント操作(S/C側)	原子炉建屋 中3階	非常用D/G(B)排風機室
	原子炉建屋 3階	通路
	原子炉建屋 地下1階	通路
RCIC起動確認	原子炉建屋地下3階	RCICポンプ室
RHRポンプ(A)起動確認	原子炉建屋地下3階	RHRポンプ(A)室

1.19-63



携帯型音声  
呼出電話機



専用接続箱  
(設置例)



中継用ケーブル  
ドラム (100m)

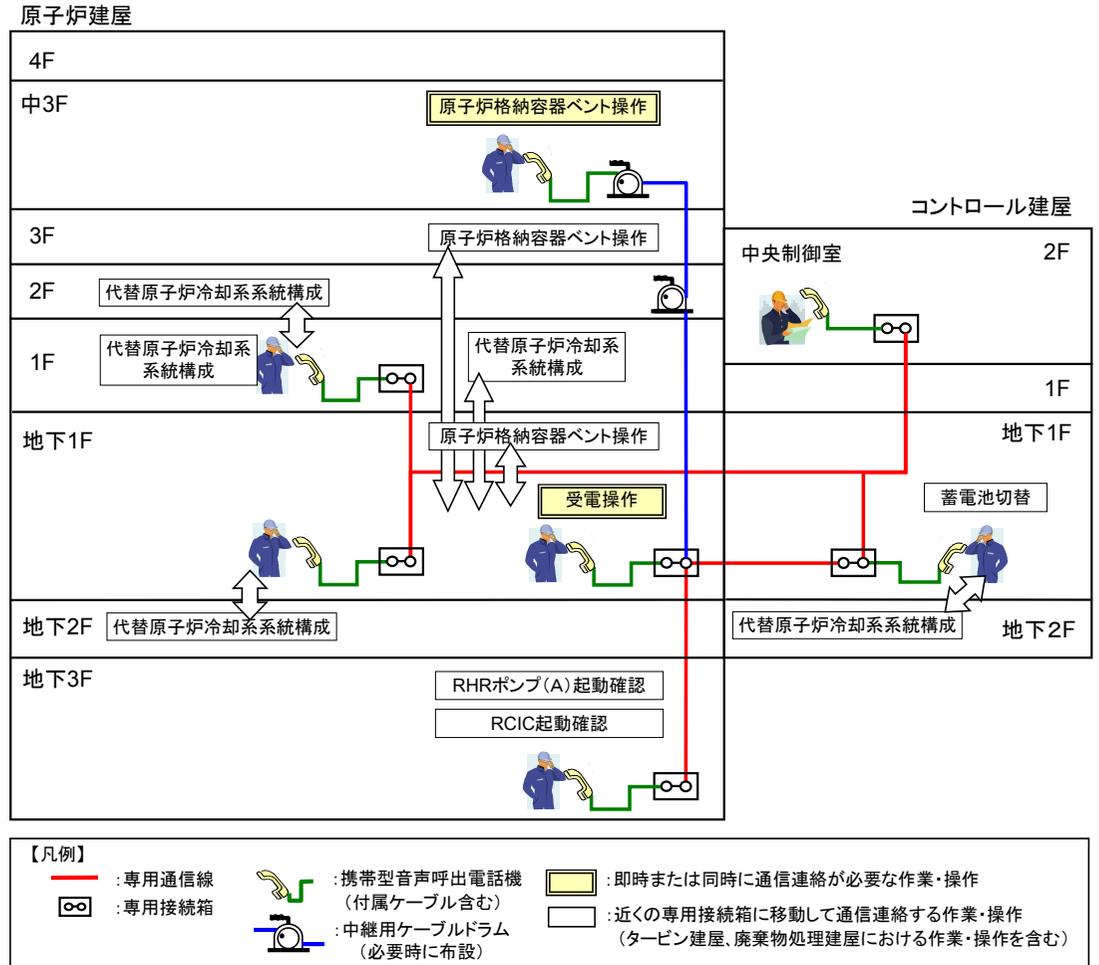


図19 携帯型音声呼出電話機を用いた通信連絡の概要  
 (重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時 (7号炉) の例)

表6 各重要事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話設備の台数

各重要事故シーケンス	使用場所	号炉	コントロール建屋				廃棄物 処理建屋		タービン 建屋		原子炉 建屋		計
			中央制御室		6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号	7号	
			6号	7号									
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	10
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	10
	①-3-1	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	6	16
	①-3-2	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	6	16
	①-3-3	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	6	16
	①-3-4	全交流電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	6	16
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	3	12
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	5	15
	①-5	原子炉停止機能喪失	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
	①-6	LOCA 時注水機能喪失	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	10
①-7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	-	8	
重大事故 (格納容器破損防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用する場合	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	2	12
	②-1-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱 代替循環冷却を使用しない場合	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	-	8
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	10
	②-4	水素燃焼	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	4	13
	②-5	格納容器直接接触 (シェルアタック)	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	-	8
②-6	溶融炉心・コンクリート相互作用	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	9	
使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 (SFP破損防止)	③-1	想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失)	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	10
	③-2	想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失)	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (停止中原子炉の燃料損傷防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障による停止時冷却機能喪失)	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
	④-2	全交流動力電源喪失	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	4	13
	④-3	原子炉冷却材の流出	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
	④-4	反応度の誤投入	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	-	8

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

・6号及び7号炉の中央制御室に計20台配備している。

※1:7号炉において事故が発生した場合の6号炉の台数を示す。6号炉においては必要台数の多い運転中に全交流動力電源喪失事故が発生した場合の台数を示す。

表7 各重要事故シーケンスで使用する無線連絡設備等の台数

各重要事故シーケンス	設備	使用場所	屋内 (緊急時対策所及び 中央制御室(6号及び7号炉))	屋外
			無線連絡設備等(常設)	無線連絡設備(可搬型)
運転中の原子炉における 重大事故に至る恐れ がある事故 (炉心損傷防止)	①-1	高压・低压注水機能喪失	7	7
	①-2	高压注水・減圧機能喪失	3	-
	①-3-1	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)	7	14
	①-3-2	全交流動力電源喪失((外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗)	7	14
	①-3-3	全交流動力電源喪失((外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失)	7	14
	①-3-4	全交流電源喪失((外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗)	7	14
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	7	7
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	7	14
	①-5	原子炉停止機能喪失	3	-
	①-6	LOCA時注水機能喪失	7	7
①-7	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	3	-	
重大事故 (格納容器破損防止)	②-1-1	雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用する場合	7	18
	②-1-2	雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用しない場合	7	8
	②-2	高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	3	-
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	3	-
	②-4	水素燃焼	7	14
	②-5	格納容器直接接触(シェルアタック)	-	-
使用済燃料プールにお ける重大事故に至る恐 れがある事故 (SFP破損防止)	③-1	想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失)	7	11
	③-2	想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失)	7	11
運転停止中の原子炉に おける重大事故に至る おそれがある事故 (停止中原子炉の 燃料損傷防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失(RHR故障による停止時冷却機能喪失)	7	9
	④-2	全交流動力電源喪失	7	12
	④-3	原子炉冷却材の流出	7	9
	④-4	反応度の誤投入	-	-

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

・無線連絡設備の他、衛星電話設備も使用可能であり、衛星電話設備も使用する。

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

機能	通信実施場所			
	場所	使用する通信連絡設備 (発電所内)	場所	使用する通信連絡設備 (発電所内)
操作, 作業の 連絡	中央制御室	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)	現場 (屋内)	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)
		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)
		①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)
		②携帯型音声呼出電話設備		②携帯型音声呼出電話設備
	中央制御室	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)	緊急時対策所※1	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)
		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)
		①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)
		②衛星電話設備 (常設)		②衛星電話設備 (常設)
	現場 (屋内)	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)	現場 (屋内)	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)
		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)
	①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)	
	②携帯型音声呼出電話設備		②携帯型音声呼出電話設備	
現場 (屋外)	①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)	現場 (屋外)	①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)	
	①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)	
	②無線連絡設備 (可搬型)		②無線連絡設備 (可搬型)	
緊急時対策所※1	①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)	現場 (屋外)	①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)	
	①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)	
	②無線連絡設備 (常設)		②無線連絡設備 (可搬型)	
緊急時対策所※1	①衛星電話設備 (常設)	モニタリング (放射能観測車)	① 衛星電話設備 (可搬型)	

※1：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：設計基準対象施設

：自主対策設備

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（1/2）

機能	通信実施場所					
	場所	使用する通信連絡設備 (発電所外)		場所	使用する通信連絡設備 (発電所外)	
通報, 連絡等	緊急時対策所※1	TV 会議	①テレビ会議システム (社内向)	本社	TV 会議	①テレビ会議システム (社内向)
			②TV会議システム※2			②TV会議システム※2
		電話	①電力保安通信用電話 設備(固定電話機)		電話	①電力保安通信用電話 設備(固定電話機)
			①電力保安通信用電話 設備(PHS 端末)			①電力保安通信用電話 設備(PHS 端末)
			②局線加入電話設備			②局線加入電話設備
			②衛星電話設備(社内 向)※3			②衛星電話設備(社内 向)
		③衛星電話設備 (常設)	③衛星電話設備 (常設)			
		④IP-電話機※2	④IP-電話機※2			
	FAX	①電力保安通信用電話 設備(FAX)	FAX	①電力保安通信用電話 設備(FAX)		
		②局線加入電話設備 (加入FAX)		②局線加入電話設備 (FAX)		
		②衛星電話設備(社内 向)(FAX)※3		②衛星電話設備(社内 向)(FAX)		
		③IP-FAX※2		③IP-FAX※2		
緊急時対策所※1	TV 会議	①TV会議システム※2	国	TV 会議	—	
	電話	①IP-電話機※2		電話		
		①電力保安通信用電話 設備(固定電話機)				
		①電力保安通信用電話 設備(PHS 端末)				
	②局線加入電話設備	FAX				
	③衛星電話設備 (常設)					
①IP-FAX※2						
FAX	①電力保安通信用電話 設備(FAX)	FAX				
	②局線加入電話設備 (加入FAX)					

※1：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所

※2：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

※3：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

凡例

丸数字：優先順位

■：重大事故等対処設備

■：設計基準対象施設

■：自主対策設備

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（2/2）

機能	通信実施場所					
	場所	使用する通信連絡設備（発電所外）		場所	使用する通信連絡設備（発電所外）	
通報， 連絡等	緊急時対策所 <sup>※1</sup>	電話	① IP-電話機 <sup>※2</sup>	自治体，その他関係機関等	電話	—
			① 電力保安通信用電話設備（固定電話機）			
① 電力保安通信用電話設備（PHS 端末）						
② 局線加入電話設備						
② 専用電話設備（ホットライン）						
③ 衛星電話設備（常設）						
FAX	① IP-FAX <sup>※2</sup>	FAX	① 電力保安通信用電話設備（FAX）			
	② 局線加入電話設備（加入 FAX）					
	緊急時対策所 <sup>※1</sup>	① 衛星電話設備（常設）		所外関係箇所	① 衛星電話設備（可搬型）	

※1：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所

※2：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：設計基準対象施設

：自主対策設備

手順のリンク先について

通信連絡に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.19.2.1(1)(d) 安全パラメータ表示システム (SPDS)  
＜リンク先＞ 1.18.2.2(1) 緊急時対策所データ伝送設備によるプラントパラメータ等の監視手順
  
2. 1.19.2.1(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等  
＜リンク先＞ 1.15.2.1 監視機能喪失  
1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失  
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等
  
3. 1.19.2.2(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等  
＜リンク先＞ 1.15.2.1 監視機能喪失  
1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失  
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等
  
4. 1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等  
＜リンク先＞ 1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順  
1.18.2.4(1) 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による給電  
1.18.2.4(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電