

## 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

### < 目 次 >

#### 1.11.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プール代替注水

(b) 漏えい抑制

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールスプレイ

(b) 漏えい緩和

(c) 大気への拡散抑制

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

(b) 代替電源による給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(b) 重大事故等対処設備

e. 手順等

## 1. 11. 2 重大事故等時の手順

### 1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順

#### (1) 燃料プール代替注水

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
- c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
- d. 補給水系による使用済燃料プール注水
- e. 消火系による使用済燃料プール注水

### 1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

#### (1) 燃料プールのスプレイ

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
- b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）
- c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

#### (2) 漏えい緩和

- a. 使用済燃料プール漏えい緩和

### 1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

#### (1) 使用済燃料プールの状態監視

- a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

b. 代替電源による給電

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 燃料プール冷却

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

1.11.2.5 重大事故等時の対処手段の選択

1.11.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.11.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.11.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.11.3 重大事故対策の成立性

1. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系  
(注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水  
／海水)
2. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系  
(可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール  
スプレイ (淡水／海水)
3. 補給水系による使用済燃料プール注水
4. 消火系 (消火栓) による使用済燃料プール注水
5. 消火系 (残留熱除去系ライン) による使用済燃料プール  
注水

添付資料1.11.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧

## 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

### 【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

3 第 2 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。

4 第 1 項及び第 2 項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。

b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備する。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使

用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

#### 1.11.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を設置している。

また、使用済燃料プールの注水機能を有する設備として、補給水系を設置している。

これらの冷却機能及び注水機能が故障等により喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.11-1図）

使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより、臨界未満に維持される。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料

プール水の小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、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五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、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、使用済燃料プールの冷却設備又は注水設備が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準対象施設、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.11-1



表に整理する。

a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プール代替注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に、使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段がある。

i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 代替燃料プール注水系配管・弁
- ・ 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・代替燃料プール注水系配管・弁
- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・代替淡水貯槽
- ・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
- ・燃料補給設備

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、代替淡水貯槽へ補給した海水、淡水貯水池へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水  
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・可搬型スプレイノズル
- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・代替淡水貯槽
- ・淡水貯水池

- ・燃料補給設備

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水は、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、代替淡水貯槽へ補給した海水、淡水貯水池へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

iv) 補給水系による使用済燃料プール注水

補給水系による使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・補給水系配管・弁
- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・復水貯蔵タンク
- ・非常用交流電源設備
- ・燃料補給設備

v) 消火系による使用済燃料プール注水

消火系による使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・消火系配管・弁・ホース
- ・残留熱除去系配管・弁
- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク

- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

(b) 漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール冷却浄化系戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフオンブレイク用配管によりサイフォン現象の継続を停止する手段がある。

なお、サイフオンブレイク用配管は作動機構を有さない設備であり、電源及び起動操作を必要としない。

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.11.1(2) a.(a) i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、低圧代替注水系配管・弁、代替燃料プール注水系配管・弁、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）、代替淡水貯槽、常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) a.(a) ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、低圧代替注水系配管・弁、代替燃料プール注水系配管・弁、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）、代替淡水貯槽、常設代替交流電源設備、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。

「1.11.1(2) a.(a) ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、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。

「1.11.1(2) a.(a) iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、可搬型スプレイノズル、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）、代替淡水貯槽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。

「1.11.1(2) a.(a) iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、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。

「1.11.1(2) a.(a) iv) 補給水系による使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) a.(a) iv) 補給水系による使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、**非常用交流電源設備**及び燃料補給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。

「1.11.1(2) a.(a) v) 消火系による使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）は

重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) a. (a) v) 消火系による使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、非常用交流電源設備及び燃料補給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。

「1.11.1(2) a. (b) 漏えい抑制」で使用する設備のうち、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）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1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる。

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。

- ・復水移送ポンプ、補給水系配管・弁及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

- ・電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、消火系配管・弁・ホース、残留熱除去系配管・弁、ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。

i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 代替燃料プール注水系配管・弁
- ・ 常設スプレイヘッド
- ・ 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 代替燃料プール注水系配管・弁
- ・ 常設スプレイヘッド
- ・ 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 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
- ・ 燃料補給設備

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイは、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、代替淡水貯槽へ補給した海水、淡水貯水池へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ  
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 可搬型スプレイノズル
- ・ 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 淡水貯水池



- ・燃料補給設備

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイは、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、代替淡水貯槽へ補給した海水、淡水貯水池へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料プールに吊り下ろすことにより、使用済燃料プール水の漏えいを緩和する手段がある。

この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・シール材
- ・接着剤
- ・ステンレス鋼板
- ・吊り降ろしロープ

(c) 大気への拡散抑制

重大事故等により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合は、放水設備により大気への拡散を抑制する手段がある。

大気への拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース

- ・放水砲
- ・燃料補給設備

なお、大気への拡散抑制の操作手順については、「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。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.11.1(2) b. (a) i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、低圧代替注水系配管・弁、代替燃料プール注水系配管・弁、常設スプレイヘッド、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）、代替淡水貯槽、常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) b. (a) ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、低圧代替注水系配管・弁、代替燃料プール注水系配管・弁、常設スプレイヘッド、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）、代替淡水貯槽、常設代替交流電源設備、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。

「1.11.1(2) b. (a) ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち、淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

「1.11.1(2) b. (a) iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料

プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール「スプレイ」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、可搬型スプレイノズル、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）、代替淡水貯槽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。

「1.11.1(2) b. (a) iii）可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール「スプレイ」で使用する設備のうち、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。

「1.11.1(2) b. (c) 大気への拡散抑制」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、放水砲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。

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

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。

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。

- ・シール材，接着剤，ステンレス鋼板及び吊り降ろしロープ

漏えい箇所からの漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料プールへアクセスができない場

合があるが、対応可能であれば漏えい抑制として有効である。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

(b) 代替電源による給電

全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により、「1.11.1(2)

c.(a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設備（監視計器）へ給電する手段がある。

代替電源設備による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
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料補給設備

(c) 重大事故等対処設備

「1.11.1(2) c. (a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設備のうち、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) c. (b) 代替電源による給電」で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型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。

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

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合には、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電し、緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保することで代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却する手段がある。

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却で使用する設備

は以下のとおり。

- ・ 代替燃料プール冷却系ポンプ
- ・ 代替燃料プール冷却系熱交換器
- ・ 代替燃料プール冷却系配管・弁
- ・ 緊急用海水系
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 非常用取水設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

(b) 重大事故等対処設備

「1.11.1(2) d. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却」で使用する設備のうち、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、代替燃料プール冷却系配管・弁、緊急用海水系、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、非常用取水設備、常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合においても、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却することができる。

e. 手順等

上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」、  
「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、  
「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却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、運転員等<sup>※1</sup>及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.11-1表）

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。（第1.11-2表，第1.11-3表）

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

（添付資料1.11.2）

## 1.11.2 重大事故等時の手順

### 1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順

#### (1) 燃料プール代替注水

##### a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいが発生した場合に、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプで使用済燃料プールへ注水することによ

り使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールスプレイの手段は、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等の準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールスプレイと同時並行で実施する。なお、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下の条件が全て成立した場合で、常設低圧代替注水系ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>。

- ・使用済燃料プール水位低警報が発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることが確認された場合で、使用済燃料プールの注水機能が喪失している場合。
- ・使用済燃料プール温度高警報が発生した場合で、使用済燃料プールの冷却機能が喪失している場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。



手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-3図に、タイムチャートを第1.11-4図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※2及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プー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等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.8MPa[gage]以上であることを確認する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン元弁を開にする。
- ⑧運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注

水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にし、使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認した後、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するよう指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※2：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで13分以内と想定する。

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、代替淡水貯槽又は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水す

ることにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

以下の条件が全て成立した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系、消火系及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインゾル）にて使用済燃料プールに注水ができず、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）が使用可能な場合<sup>※1</sup>。

- ・使用済燃料プール水位低警報が発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることが確認された場合で、使用済燃料プールの注水機能が喪失している場合。
- ・使用済燃料プール温度高警報が発生した場合で、使用済燃料プールの冷却機能が喪失している場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-5図に、タイムチャートを第1.11-6図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への可搬型代替注水大型ポンプの接続を依頼する。

- ②災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。
- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※<sup>2</sup>及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール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等により確認する。
- ⑦運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にする。
- ⑩運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の

系統構成が完了したことを報告する。

⑪ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑫ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の開始を連絡する。

⑭ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の開始を指示する。

⑮ 重大事故等対応要員は、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑯ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を開始したことを連絡する。

⑰ 発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことの確認を指示する。

⑱ 運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール

注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

⑱ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを連絡する。

⑳ 発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するよう指示する。

㉑ 運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※2：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.11.3-1)

c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，可搬型代替注水大型ポンプで代替燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

以下の条件が全て成立した場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができず，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）が使用可能な場合<sup>※1</sup>。

- ・使用済燃料プール水位低警報が発生し，使用済燃料プールの水位が低下していることが確認された場合で，使用済燃料プールの注水機能が喪失している場合。
- ・使用済燃料プール温度高警報が発生した場合で，使用済燃料プールの冷却機能が喪失している場合。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に，概要図を第1.11-7図に，タイムチャートを第1.11-8図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水を依頼する。
- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ③発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※<sup>2</sup>及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑤運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを連絡する。
- ⑦重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水の準備として、可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までホースの敷設を行い、原子炉建屋原子炉棟地上6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合、原子炉建屋原子炉棟



大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

⑧重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑨災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水の開始を連絡する。

⑩災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水の開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）により送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑫災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水を開始したことを連絡する。

⑬発電長は、運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことの確認を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

※2：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、385分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、400分以内と想定する。

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。速やかに作業が開始できるよう、原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.11.3-2)

d. 補給水系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、復水貯蔵タンクを水源として復水移送ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

以下の条件が全て成立した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールに注水ができず、使用済燃料プールへアクセスが可能であり、補給水系が使用可能な場合<sup>※1</sup>。

- ・使用済燃料プール水位低警報が発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることが確認された場合で、使用済燃料プールの注水機能が喪失している場合。
- ・使用済燃料プール温度高警報が発生した場合で、使用済燃料プールの冷却機能が喪失している場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

#### (b) 操作手順

補給水系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-9図に、タイムチャートを第1.11-10図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること<sup>※2</sup>及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、補給水系による使用済燃料プー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等により確認する。
- ④運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa[gage]以上であることを

確認する。

⑤運転員等は、発電長に補給水系による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑥発電長は、運転員等に補給水系による使用済燃料プール注水の開始を指示する。

⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、燃料プール周り補給水元弁を開とし、使用済燃料プールへの注水を開始する。

⑧運転員等は中央制御室にて、補給水系により使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び温度により確認し、発電長に報告する。

⑨発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するよう指示する。

⑩運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、燃料プール周り補給水元弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。発

※2：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による使用済燃料プール注水開始まで55分以内と想定する。

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。

(添付資料1.11.3-3)

#### e. 消火系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とし，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから消火栓ホース又は残留熱除去系ラインを経由して使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

**【消火栓からのホース接続による使用済燃料プール注水の場合】**

以下の条件が全て成立した場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず，使用済燃料プールへアクセスが可能であり，消火系が使用可能な場合<sup>※1</sup>。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

- ・使用済燃料プール水位低警報が発生し，使用済燃料プールの水位が低下していることが確認された場合で，使用済燃料プールの注水機能が喪失している場合。
- ・使用済燃料プール温度高警報が発生した場合で，使用済燃料プールの冷却機能が喪失している場合。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。

**【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】**

以下の条件が全て成立した場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず，消火系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生

していない場合。

- ・使用済燃料プール水位低警報が発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることが確認された場合で、使用済燃料プールの注水機能が喪失している場合。
- ・使用済燃料プール温度高警報が発生した場合で、使用済燃料プールの冷却機能が喪失している場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。

#### (b) 操作手順

消火系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-11図に、タイムチャートを第1.11-12図に示す。

#### 【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※3及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水に必要なポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

- ⑤発電長は、運転員等に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへ注水するための系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ※<sup>4</sup>又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa[gage]以上であることを確認する。
- ⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階の消火栓より、使用済燃料プールまでホースの敷設を行い、手すり等に固縛・固定する。
- ⑧運転員等は、発電長に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへ注水するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。
- ⑩運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへの注水を開始する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するよう指示する。
- ⑬運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、消火栓により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること<sup>※3</sup>及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの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等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等はタービン建屋にて補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ<sup>※4</sup>を起動し、消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa[gage]以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上3階にて、残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁を開にする。
- ⑩運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用



済燃料プールへの注水の開始をを指示する。

⑫ 運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁を開にし、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水を開始する。

⑬ 運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

⑭ 発電長は、運転員等を使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するよう指示する。

⑮ 運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※3：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

※4：常用電源が使用できる場合に、電動駆動消火ポンプを使用する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

##### 【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室運転員2名、現場運転員3名及び重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合、60分以内と想定する。

##### 【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、

100分以内と想定する。

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。

(添付資料1.11.3-4, 添付資料1.11.3-5)

#### 1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

##### (1) 燃料プールのスプレイ

##### a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施しても水位が維持できない場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールのスプレイの手段は、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等の準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールのスプレイと同時並行で実施する。なお、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合で、常設スプレイヘッドが使用可能な場合。

- ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）が使用できない場合。
- ・使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点未満となり、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を行っても使用済燃料プールの水位低下が継続する場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-13図に、タイムチャートを第1.11-14図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※1及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイに必要なポンプ、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等により確認する。

- ④運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールの準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁及び使用済燃料プール注水ライン元弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.8MPa[gage]以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールのスプレイライン元弁を開にする。
- ⑨運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールの系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールの開始を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にし、使用済燃料プールのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認した後、発電長に報告する。必要に応じ、使用済燃料プール注水ライン元弁を開とする。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始まで16分以内と想定する。

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.1(1) 燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合で、可搬型スプレイノズルが使用できず、可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>。

- ・使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点未満となり、使用済燃料プールへの注水を行っても使用済燃料プールの水位低下が継続する場合。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ使用できない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-15図に、タイムチャートを第1.11-16図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への可搬型代替注水大型ポンプの接続を依頼する。
- ②災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。
- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※2及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ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等により確認する。
- ⑦運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料

プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン元弁を閉とする。

⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールスプレイライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にする。

⑪運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成が完了したことを報告する。

⑫発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの開始を連絡する。

⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を

使用した使用済燃料プールスプレイの開始を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイを開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。必要に応じ、使用済燃料プール注水ライン元弁を開とする。

※2：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始まで260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができ



るよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.11.3-1)

c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.1(1) 燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合で、可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>。

- ・使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定値未満となり、使用済燃料プールへの注水を行っても使用済燃料プールの水位低下が継続する場合。
- ・常設低圧代替注水系ポンプが使用できない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型ス

プレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ (淡水/海水) 手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-17図に、タイムチャートを第1.11-18図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイを依頼する。
- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ③発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※2及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑤運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを連絡する。
- ⑦重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水の準備として、可搬型代替注水大型ポンプを配置する

とともに、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までホースの敷設を行い、原子炉建屋原子炉棟地上6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

⑧重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑨災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの開始を連絡する。

⑩災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの開始を指示する。

⑪重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）により送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑫災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを開始したことを連絡する。

⑬発電長は、運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

※2：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、385分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、400分以内と想定する。

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。速やかに作業が開始できるよう、原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.11.3-2)

## (2) 漏えい緩和

### a. 使用済燃料プール漏えい緩和

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和する。

#### (a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点未満となり、使用済燃料プールへの注水を行っても使用済燃料プールの水位低下が継続する場合で、使用済燃料プールへアクセスできる場合。

#### (b) 操作手順

使用済燃料プール漏えい緩和手順の概要は以下のとおり。

タイムチャートを第1.11-19図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。

③発電長は、運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること※1及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

⑤運転員等は、発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備が完了したことを報告する。

⑥重大事故等対応要員は原子炉建屋原子炉棟にて、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、吊り降ろし用のロープを取り付けた後、

貫通穴付近まで吊り下げ，手すり等に固縛・固定する。

⑦重大事故等対応要員は，災害対策本部長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを報告する。

⑧災害対策本部長は，発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを連絡する。

⑨発電長は，運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位にて確認し，発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プール漏えい緩和措置完了まで150分以内と想定する。

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。

#### 1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合，使用済燃料プール監視計器の環境条件は，使用済燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し，高温（大気圧下のため100℃を超えることはない。），高湿度の環境が考えられるが，使用済燃料プール監視計器の構造及び位置により，直接検出器の電気回路部等に接触しない構造であることか

ら、使用済燃料プール監視計器を事故時環境下においても使用できる。

なお、使用済燃料プール監視カメラについては、耐環境性向上のための冷気を供給することで冷却する。

使用済燃料プールの監視は、想定される重大事故等が発生した場合においては、これらの計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。また、各計器の計測範囲を把握した上で使用済燃料プールの水位、水温、上部空間線量率及び状態監視を行う。

また、使用済燃料プールの温度、水位及び上部の空間線量率の監視設備並びに監視カメラは常設代替直流電源設備から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から給電される。これらの監視設備を用いた使用済燃料プールの監視を実施する。

#### (1) 使用済燃料プールの状態監視

通常時の使用済燃料プールの状態監視は、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール温度及び燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタにより実施する。

重大事故等時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり設置を必要としない。また、通常時より常時監視が可能な設備であり、継続的に監視を実施する。

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握

した相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プールの状態監視に必要な監視カメラの空冷装置起動手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-20図に、タイムチャートを第1.11-21図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール水位が視認できること及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動に必要なコンプレッサー、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁を開とし、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。
- ④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。
- ⑤運転員等は、発電長に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了したことを報告する。



(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動まで7分以内と想定する。

b. 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順を整備する。

代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。また、代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電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。

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 燃料プール冷却

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プール冷却を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、代替燃料プール冷却系が使用可能な場合<sup>※1</sup>。

- ・使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合。

※1：設備に異常がなく、電源、水源（スキマサージタンク）及び冷却水が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-22図に、タイムチャートを第1.11-23図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備を指示する。
- ② 運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却に必要なポンプ、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等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。
- ③ 運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備が完了したことを報告する。
- ④ 発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成を指示する。
- ⑤ 運転員等は中央制御室にて、燃料プール冷却浄化系入口隔離弁を閉とする。
- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁を開とする。
- ⑦ 運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧ 発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を指示する。
- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプを起動する。

⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール冷却が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員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燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却開始まで13分以内と想定する。

1. 11. 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順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第1. 11-24図に示す。

使用済燃料プールの冷却機能喪失、注水機能喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合、使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール水温度高警報の発生により事象を把握するとともに、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール温度、使用済燃料プール放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラにて状態の監視を行う。

冷却機能喪失、注水機能喪失又は使用済燃料プールの水位が低下した場合、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施する。

常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールスプレイの実施にあたっては、代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を優先する。

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水又はスプレイの準備として、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上6階での可搬型スプレイノズル設置及

び可搬型スプレイノズルとのホース接続を並行して実施する。

原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水又は常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイができない場合、補給水系による使用済燃料プール注水を実施する。

補給水系が使用できない場合、消火系による使用済燃料プール注水を実施する。なお、消火系による使用済燃料プール注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

消火系が使用できない場合、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水を実施する。

上記の燃料プール代替注水手段を講じても、使用済燃料プール水位の維持ができない場合、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施する。

可搬型スプレイノズルが使用できない場合、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施する。可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールスプレイの実施にあたっては、代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を優先する。

また、漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を実施する。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プール冷却を実施する。

#### 1.11.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

代替燃料プール冷却系への緊急用海水系による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大型ポンプ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。

代替淡水貯槽に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール冷却系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプ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。

放水設備による大気への拡散抑制手順については、「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。

操作の判断、確認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。

第1.11-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	整備する手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時 又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	常設低圧代替注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	常設低圧代替注水系ポンプ 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む） 代替淡水貯槽 <sup>※3</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> 燃料補給設備 <sup>※4</sup>	重大事故等対処設備
		可搬型代替注水大型ポンプ（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※3</sup> 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む） 代替淡水貯槽 <sup>※3</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> 燃料補給設備 <sup>※4</sup>	重大事故等対処設備
			淡水貯水池 <sup>※3, ※5</sup>	自主対策設備

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「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。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4：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。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：本対応手段については、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／6）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	整備する手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時 又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	可搬型代替注水大型ポンプ（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水大型ポンプ※ <sup>3</sup> ホース 可搬型スプレインノズル 使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む） 代替淡水貯槽※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>4</sup>	重大事故等対処設備
			淡水貯水池※ <sup>3</sup> ，※ <sup>5</sup>	自主対策設備
		補給水系による使用済燃料プール注水	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	重大事故等対処設備
			非常用交流電源設備 燃料補給設備	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		復水移送ポンプ 補給水系配管・弁 復水貯蔵タンク	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「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。

※3：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。

※4：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。

※5：「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）

※6：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／6）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	消火系による使用済燃料プール注水	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」  重大事故等対策要領
			非常用交流電源設備 燃料補給設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 消火系配管・弁・ホース 残留熱除去系配管・弁 ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	
	—	漏えい抑制	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	重大事故等対処設備	※6

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「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。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4：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。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※6：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

□：自主的に整備する対応手段を示す。



対応手段，対応設備，手順書一覧（4/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	（常設スプレイヘッド） 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系	常設低圧代替注水系ポンプ 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む） 代替淡水貯槽 <sup>※3</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> 燃料補給設備 <sup>※4</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」  重大事故等対策要領
		（常設スプレイヘッド） 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※3</sup> 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む） 代替淡水貯槽 <sup>※3</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> 燃料補給設備 <sup>※4</sup>	重大事故等対処設備	
			淡水貯水池 <sup>※3, ※5</sup>	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「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。

※3：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。

※4：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。

※5：「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）

※6：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／6）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時		(可搬型代替注水大型ポンプ)を 使用した使用済燃料プール スプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ※ <sup>3</sup> ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 代替淡水貯槽※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>4</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」  重大事故等対策要領
				自主対策設備	
		漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	重大事故等対策要領
		大気への拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ※ <sup>3</sup> ホース 放水砲※ <sup>2</sup> 燃料補給設備※ <sup>4</sup>	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「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。

※3：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。

※4：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。

※5：「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）

※6：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (6/6)

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備		整備する手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	—
重大事故等時における使用済燃料プールの冷却	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器 代替燃料プール冷却系配管・弁 緊急用海水系※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース 非常用取水設備※1 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「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。

※3：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。

※4：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。

※5：「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)

※6：本対応手段については、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。

☐：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/9)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水			
	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
		電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1 スキマサージタンク水位 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1
		使用済燃料プールへの注水量	低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (2/9)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水			
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1 スキマサージタンク水位 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1
		使用済燃料プールへの注水量	低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (3/9)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水			
c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1	
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1 スキマサージタンク水位 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1
水源の確保		代替淡水貯槽水位 ※1	

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (4/9)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水			
d. 補給水系による使用済燃料プール注水	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
		電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1 スキマサージタンク水位 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (5/9)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水			
e. 消火系による使用済燃料プール注水	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
		電源	M/C 2 A-1 電圧 P/C 2 A-3 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1 スキマサージタンク水位 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。



監視計器一覧 (6/9)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ			
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1 スキマサージタンク水位 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1
		使用済燃料プールへの注水量	低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (7/9)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ			
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1 スキマサージタンク水位 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1
		使用済燃料プールへの注水量	低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (8/9)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ			
c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールのスプレイ (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1 スキマサージタンク水位 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (9/9)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 燃料プール冷却		
a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
	電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1 スキマサージタンク水位

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

第1.11-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

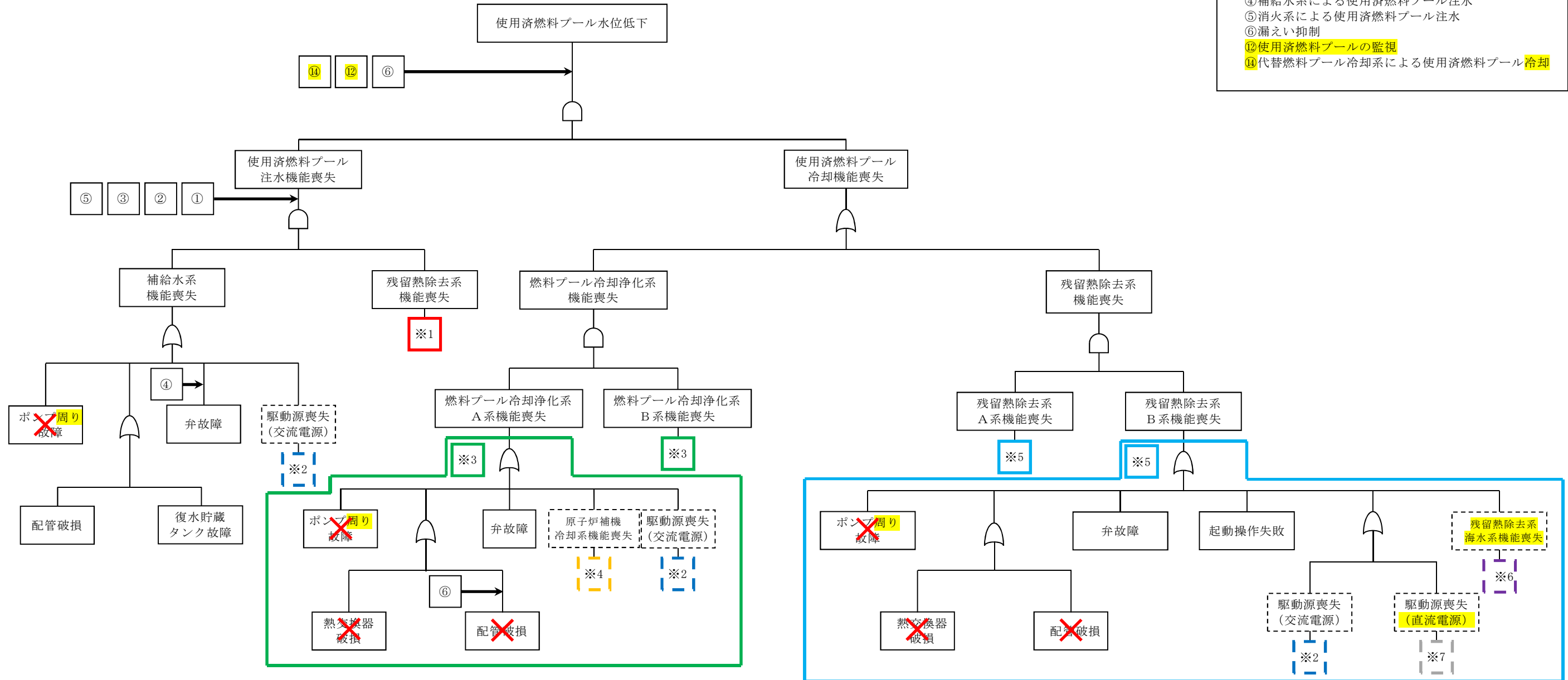
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等の ための手順等</p>	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用M C C
	代替燃料プール注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用M C C
	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	代替燃料プール冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用M C C
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤 緊急用M C C

(凡例)

- : AND 条件      → : フロントライン系の対応
- △ : OR 条件
- : フロントライン系    - -> : サポート系の対応
- : サポート系
- × : 故障想定箇所 (フロントライン系)
- × : 故障想定箇所 (サポート系)

対応手段

- ① 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水
- ② 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水
- ③ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水
- ④ 補給水系による使用済燃料プール注水
- ⑤ 消火系による使用済燃料プール注水
- ⑥ 漏えい抑制
- ⑫ 使用済燃料プールの監視
- ⑭ 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却



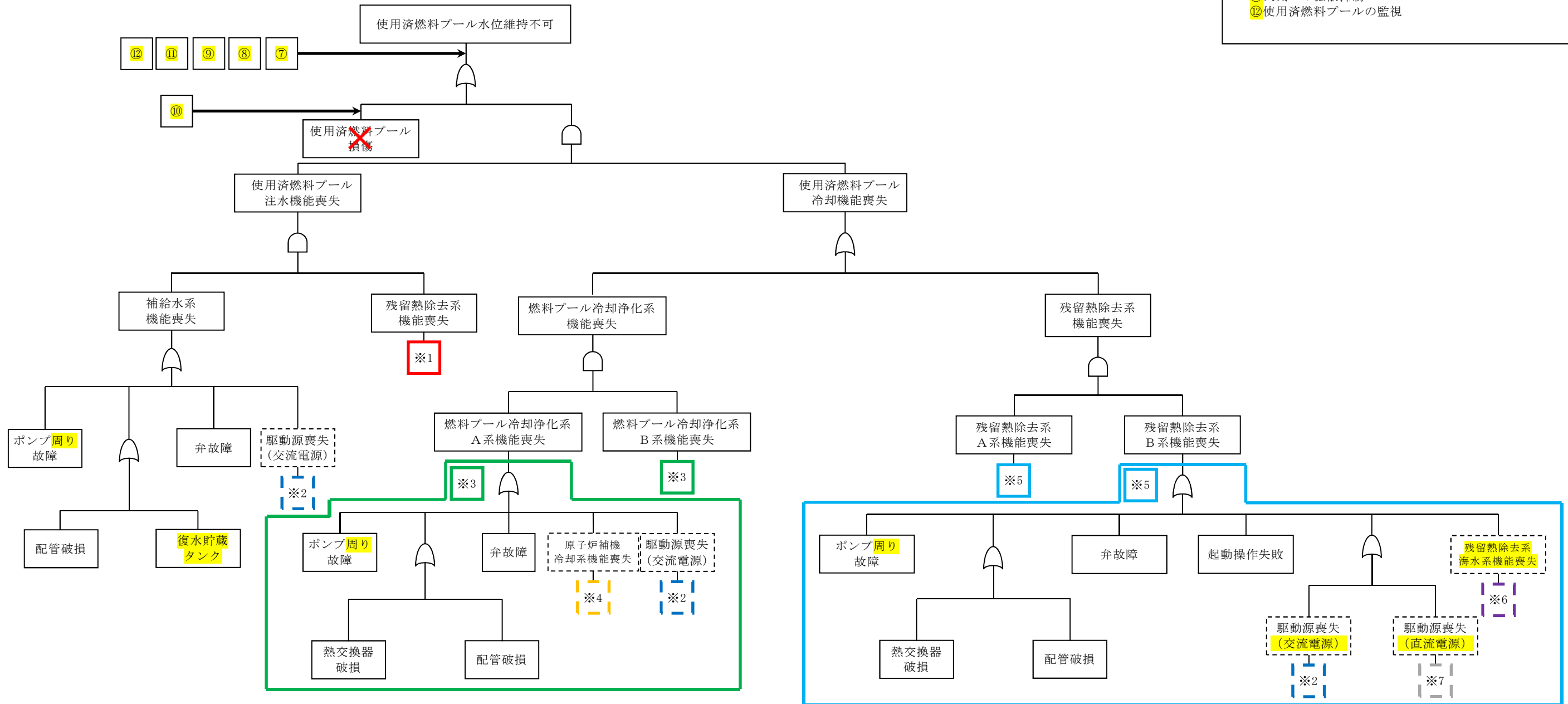
第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

(凡例)

- : AND 条件      → : フロントライン系の対応
- ⊃ : OR 条件
- : フロントライン系    - → : サポート系の対応
- (点線) : サポート系
- × : 故障想定箇所 (フロントライン系)
- × (点線) : 故障想定箇所 (サポート系)

対応手段

- ⑦ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ
- ⑧ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ
- ⑨ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ
- ⑩ 漏えい緩和
- ⑪ 大気への拡散抑制
- ⑫ 使用済燃料プールの監視



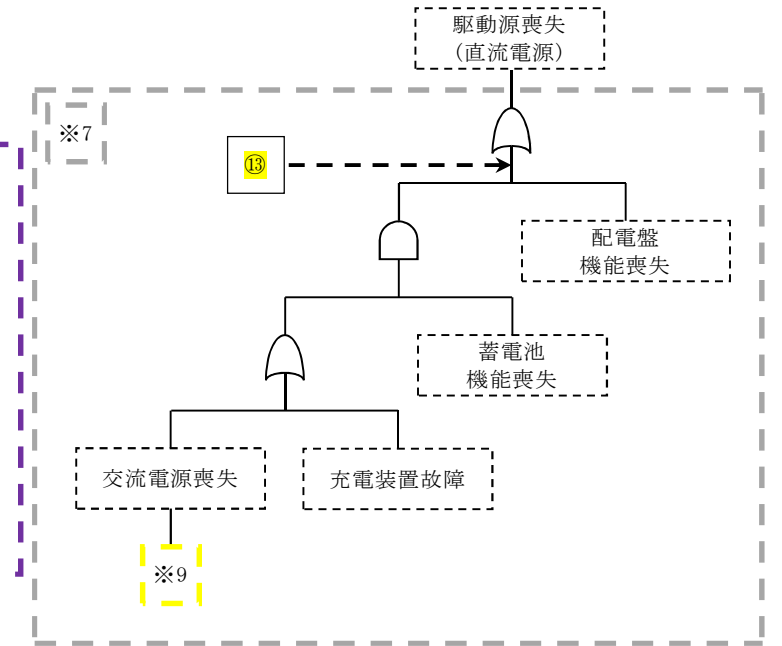
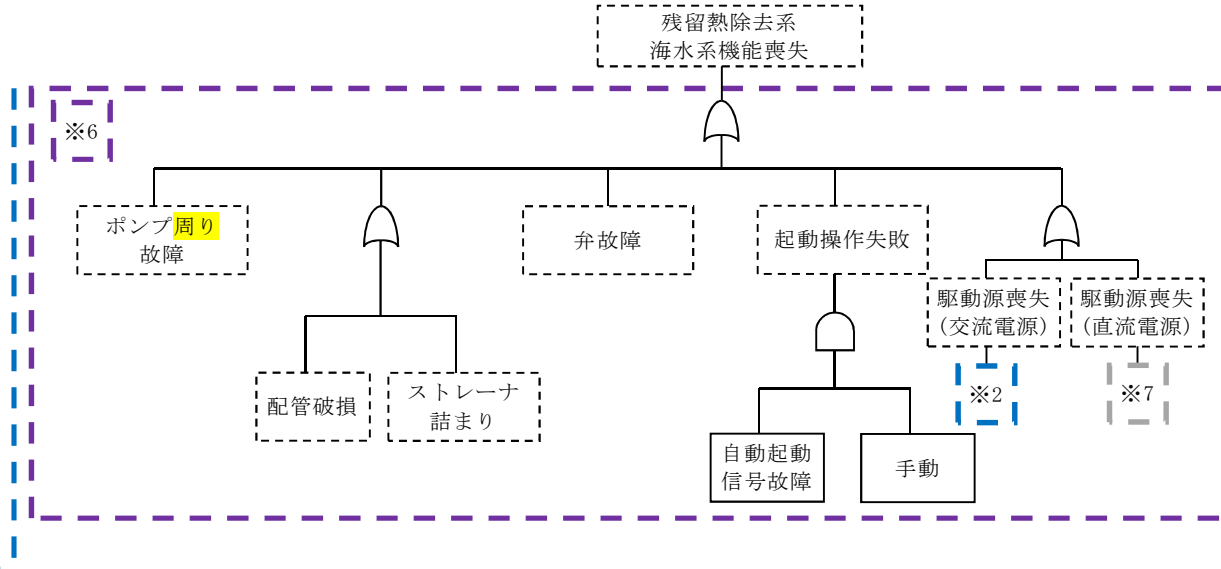
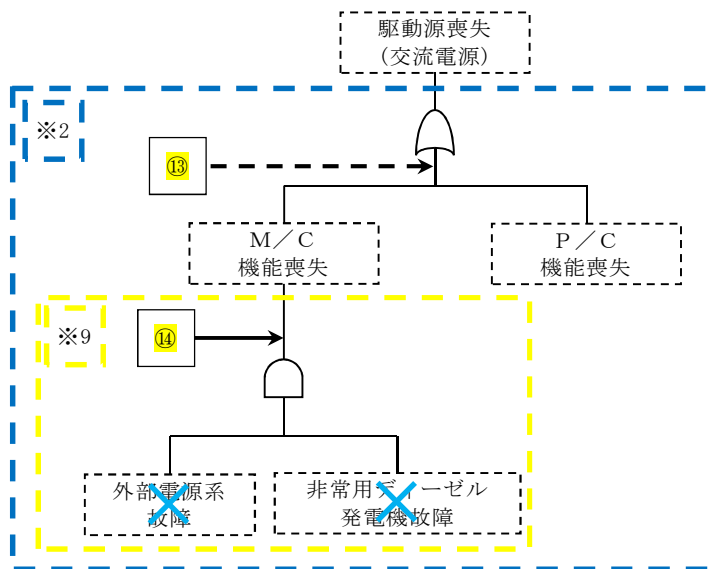
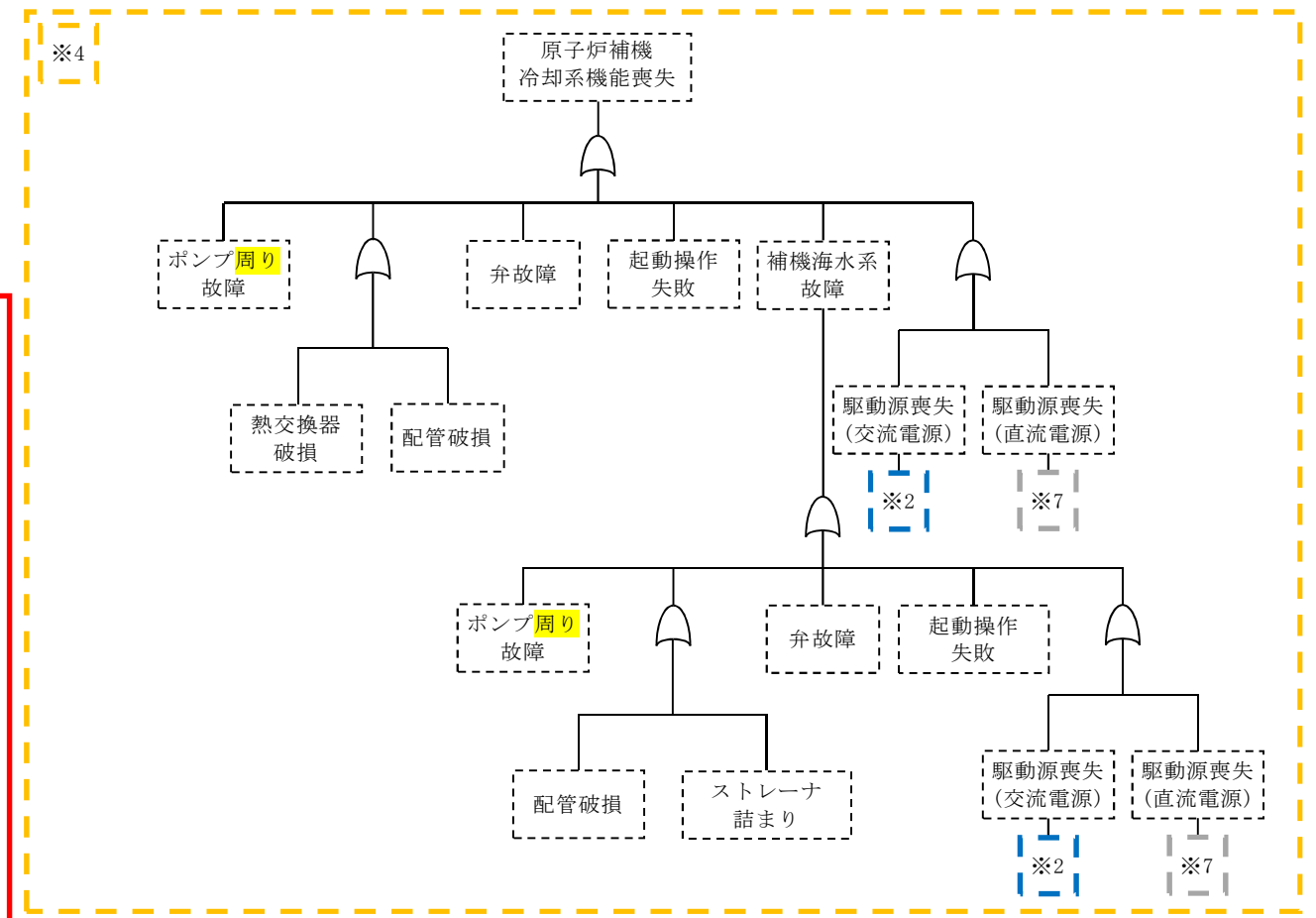
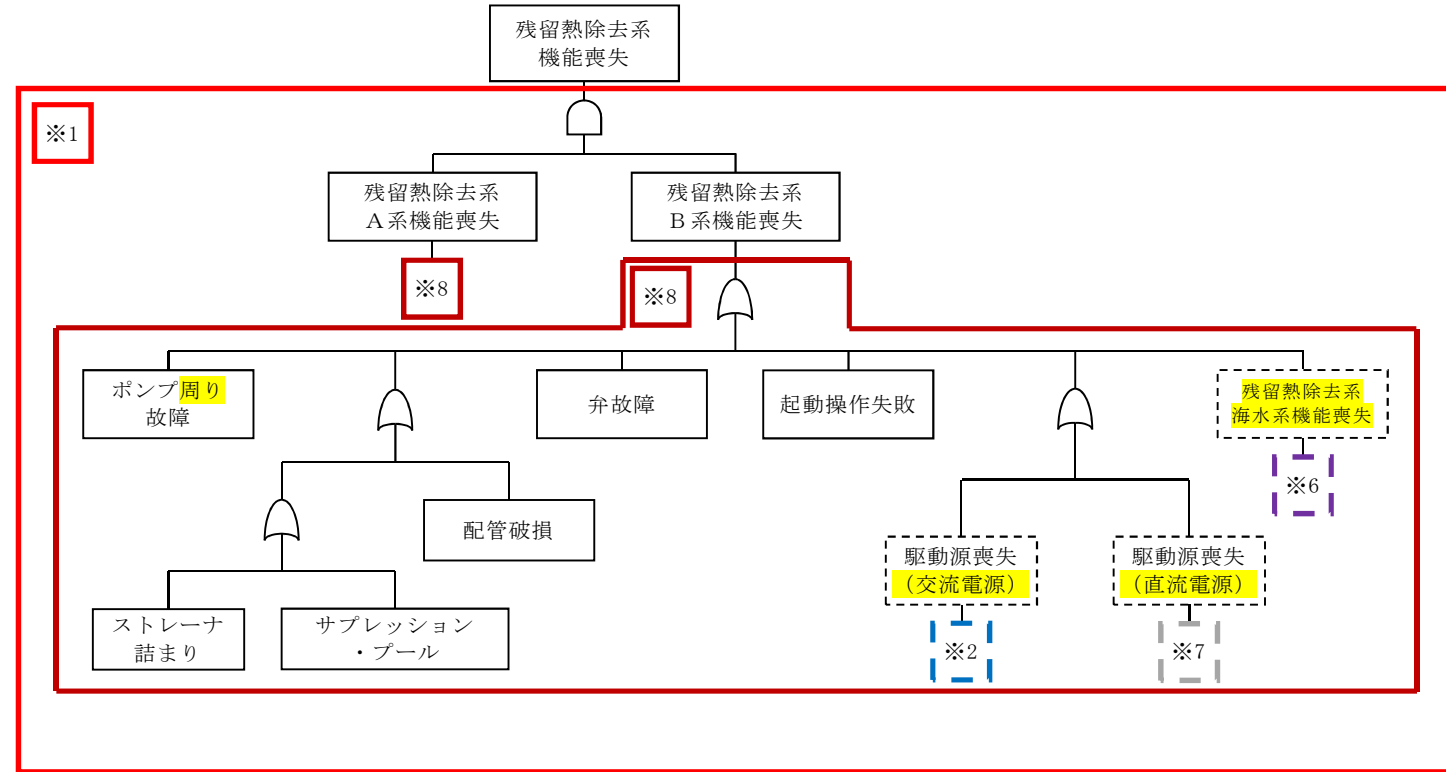
第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)

(凡例)

- : AND 条件      → : フロントライン系の対応
- △ : OR 条件
- : フロントライン系    - -> : サポート系の対応
- : サポート系
- × : 故障想定箇所 (フロントライン系)
- × : 故障想定箇所 (サポート系)

対応手段

- ⑬ 代替電源による給電
- ⑭ 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

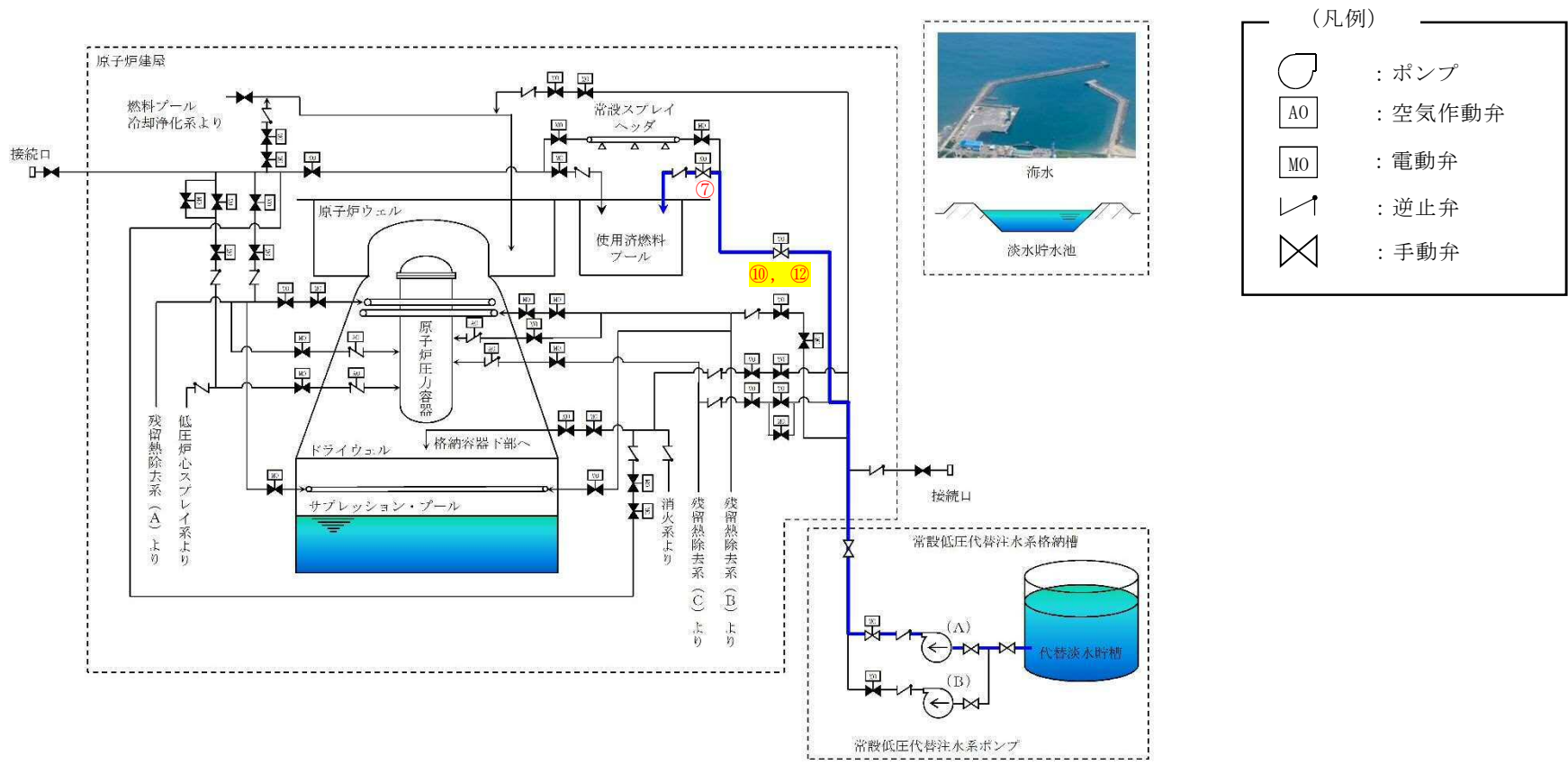


第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)





第1.11-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」における対応フロー



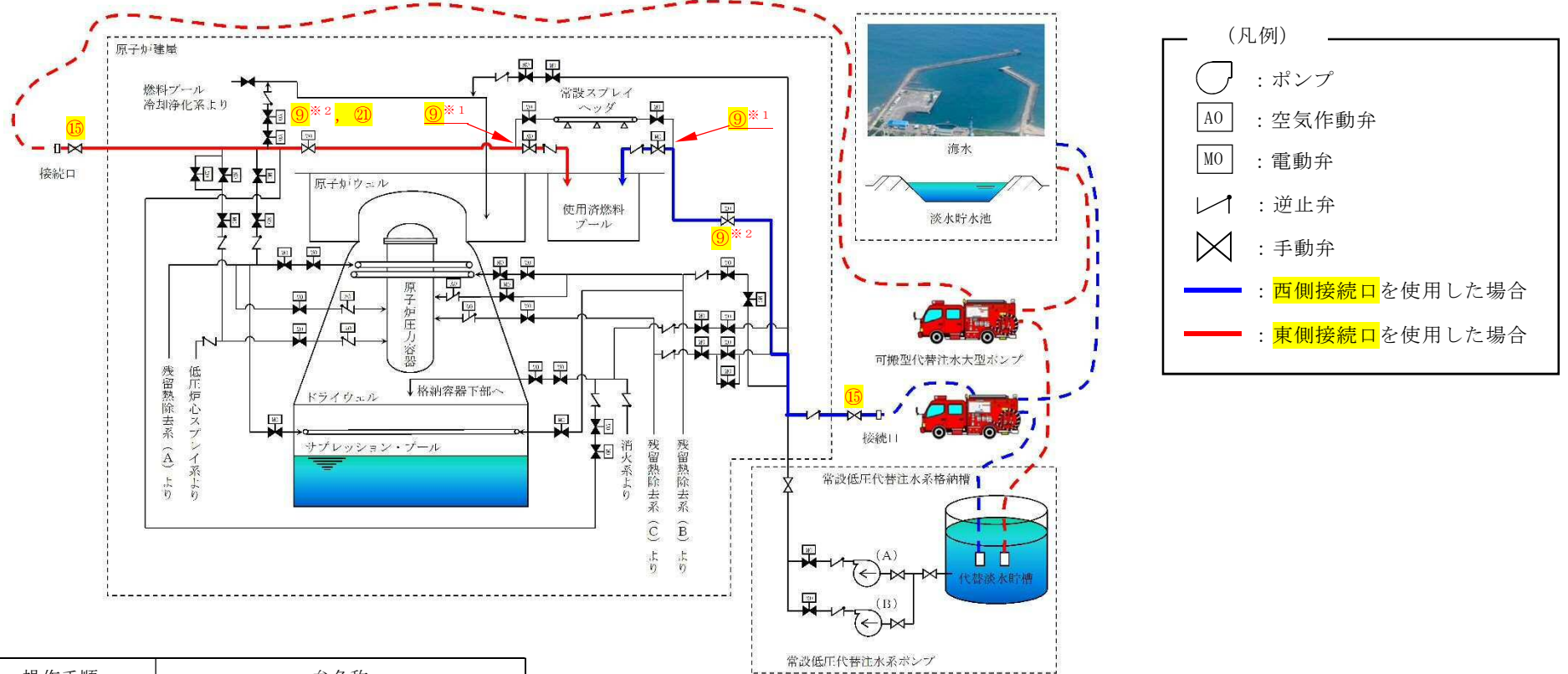
操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン元弁
⑩, ⑫	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.11-3図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 概要図

		経過時間(分)															備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15		
手順の項目	実施箇所・必要員数	使用済燃料プール注水開始 13分																
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	運転員A、B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動															
			系統構成															
			注水操作															
			→															

第1.11-4図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑨※1	使用済燃料プール注水ライン元弁
⑨※2, ②1	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
15	西側接続口又は東側接続口の弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

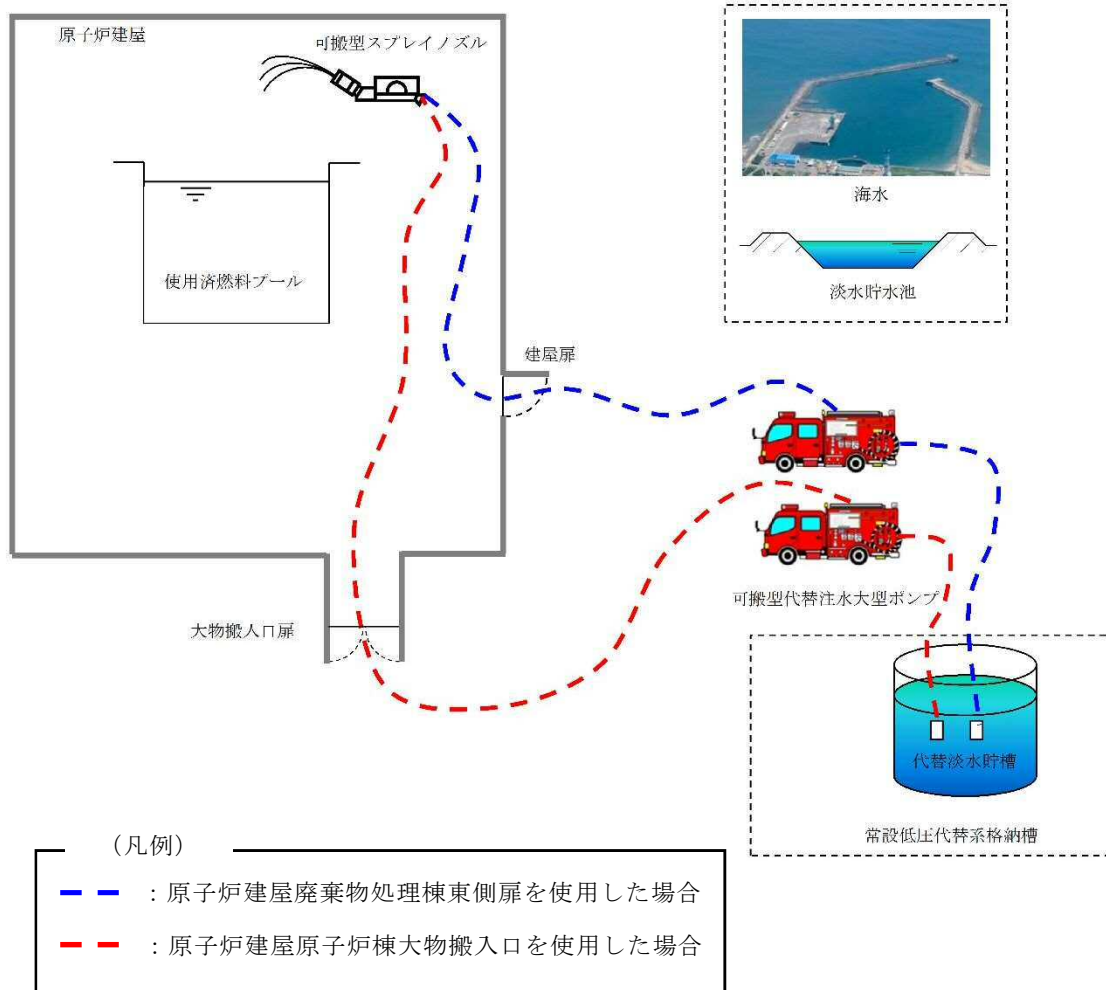
第1.11-5図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

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		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始 260分																
可搬型代替注水大型ポンプ（注水ライン）を使用した注水	運転員 A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	系統構成													送水確認	
	重大事故等対応要員	8	準備	移動（南側保管場所～取水ピット）	取水ピット蓋開放及びポンプ設置	ホース敷設	ホース接続	送水準備（※2）										

※1：代替淡水貯槽から低圧代替注水系西側接続口へ送水する場合、145分以内と想定する。

第1.11-6図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）タイムチャート



第1.11-7図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

概要図

		経過時間(分)																		備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		190	
手順の項目	実施箇所・必要要員数																					
可搬型代替注水大型ポンプ(可搬型燃料プール)を使用したブ(原燃側)東側扉	運転員 A, B (中央制御室)	2																				
	重大事故等対応要員	8																				取水ビットから使用済燃料プールへの送水※1

		経過時間(分)																		備考				
		190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320	330	340	350	360		370	380	390	400
手順の項目	実施箇所・必要要員数	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃料プール注水開始(可搬型スプレインズル) 385分																						
可搬型代替注水大型ポンプ(可搬型燃料プール)を使用したブ(原燃側)東側扉	運転員 A, B (中央制御室)	2																						
	重大事故等対応要員	8																						取水ビットから使用済燃料プールへの送水※1

※1：淡水貯水池から使用済燃料プールへ送水する場合、320分以内と想定する。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

第1.11-8図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)

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	180		190
手順の項目	実施箇所・必要要員数																				
可搬型代替注水大型ポンプ(可搬型スプレインゾル)を使用した原子炉入口大物搬入(原子炉建屋原子炉棟)	運転員 A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																		
	重大事故等対応要員	8	移動(災害対策本部～原子炉建屋原子炉棟)																		取水ビットから使用済燃料プールへの送水
			ホース敷設準備																		
			ホース及び可搬型スプレインゾル設置																		
移動(原子炉建屋原子炉棟～南側保管場所)																					

		経過時間(分)																		備考		
		200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320	330	340	350	360	370		380	390
手順の項目	実施箇所・必要要員数	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインゾル)を使用した使用済燃料プール注水開始																				
可搬型代替注水大型ポンプ(可搬型スプレインゾル)を使用した原子炉入口大物搬入(原子炉建屋原子炉棟)	運転員 A, B (中央制御室)	2	注水確認																			
	重大事故等対応要員	8	可搬型代替注水大型ポンプ準備																		取水ビットから使用済燃料プールへの送水	
			移動(南側保管場所～取水ビット)																			
			取水ビット蓋開放及びポンプ設置																			
ホース敷設																						
移動(原子炉建屋原子炉棟内)及びホース接続																						

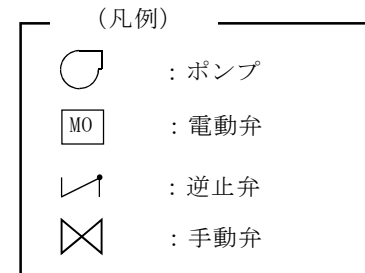
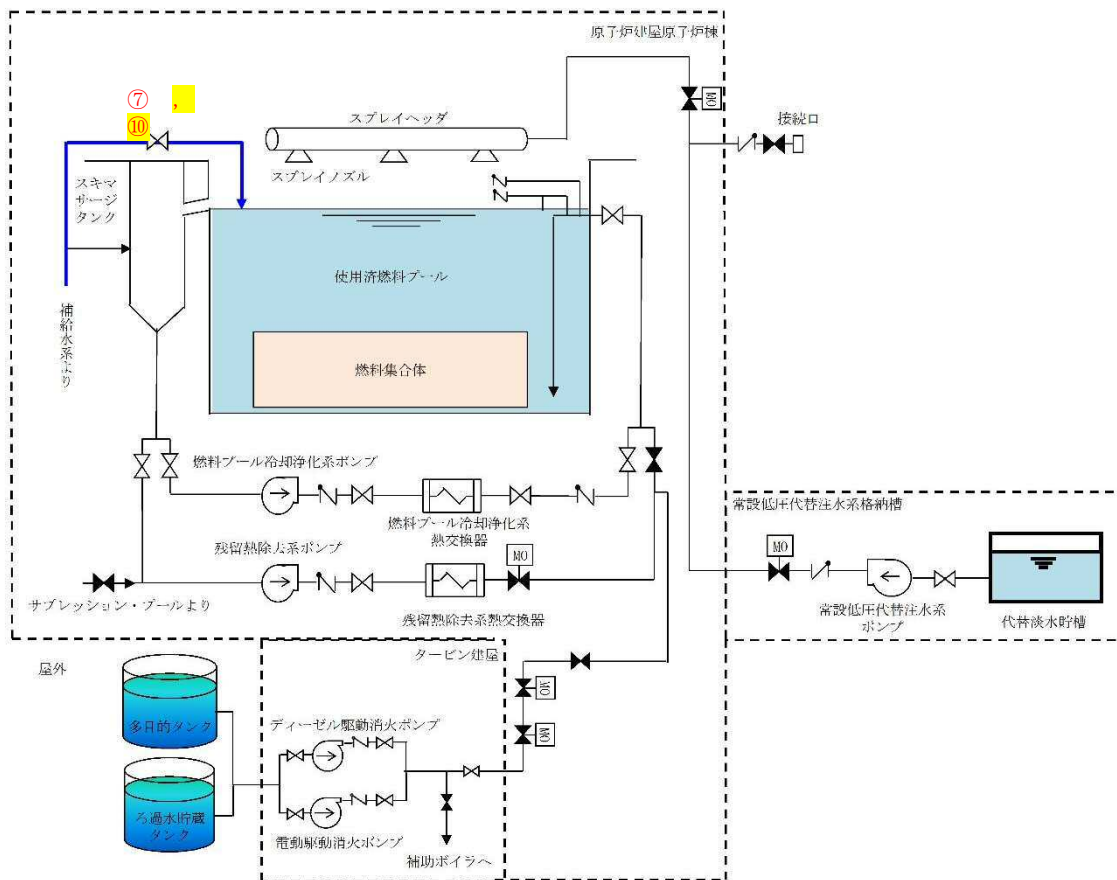
※2: 代替淡水貯槽から使用済燃料プールへ送水する場合、300分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

第1.11-8図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインゾル)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)

タイムチャート(2/2)





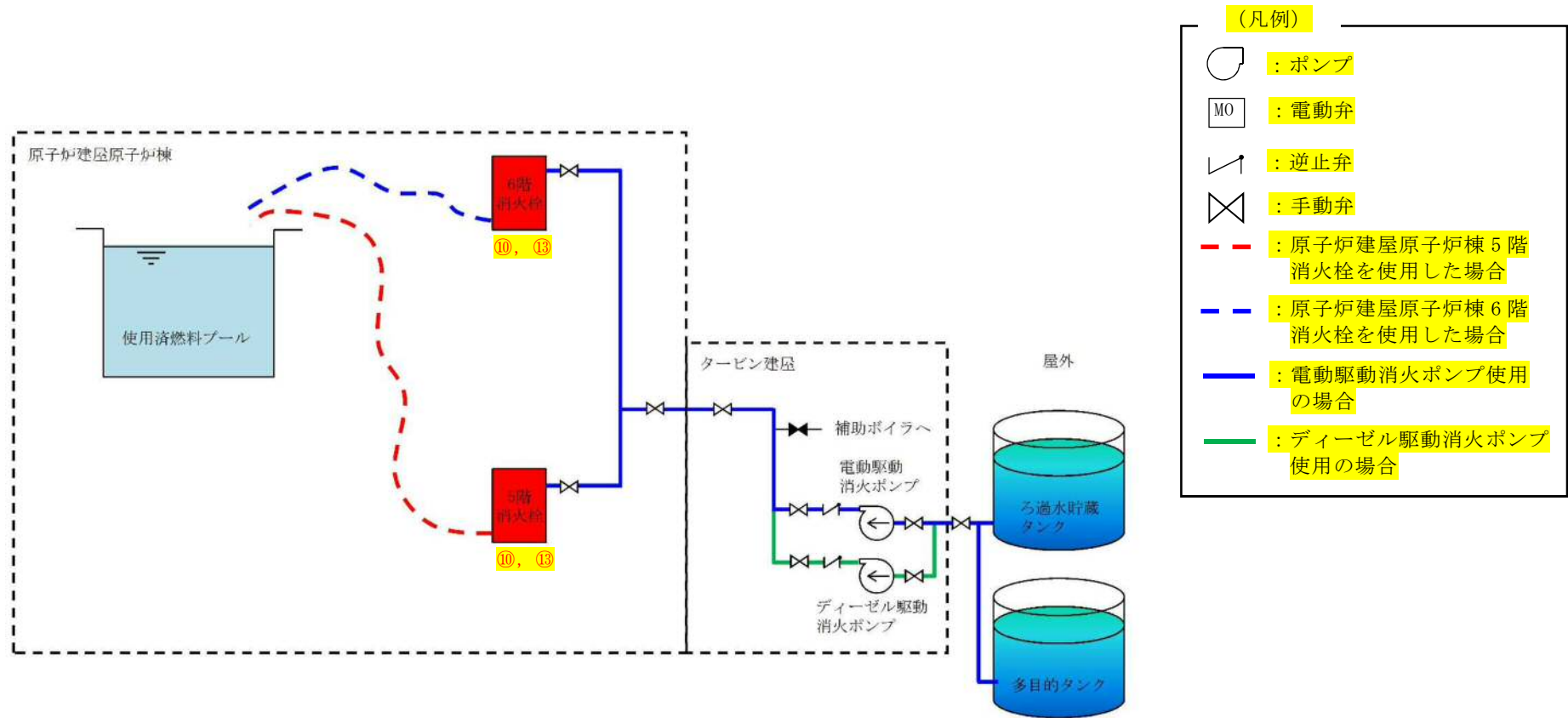
操作手順	弁名称
⑦, ⑩	燃料プール周り補給水元弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.11-9図 補給水系による使用済燃料プール注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)												備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
			55分 ▽ 補給水系による使用済燃料プール注水開始												
補給水系による使用済燃料プール注水	運転員A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動												
			準備												
	運転員C, D (現場)	2	移動												
			系統構成, 注水操作												

第1.11-10図 補給水系による使用済燃料プール注水 タイムチャート

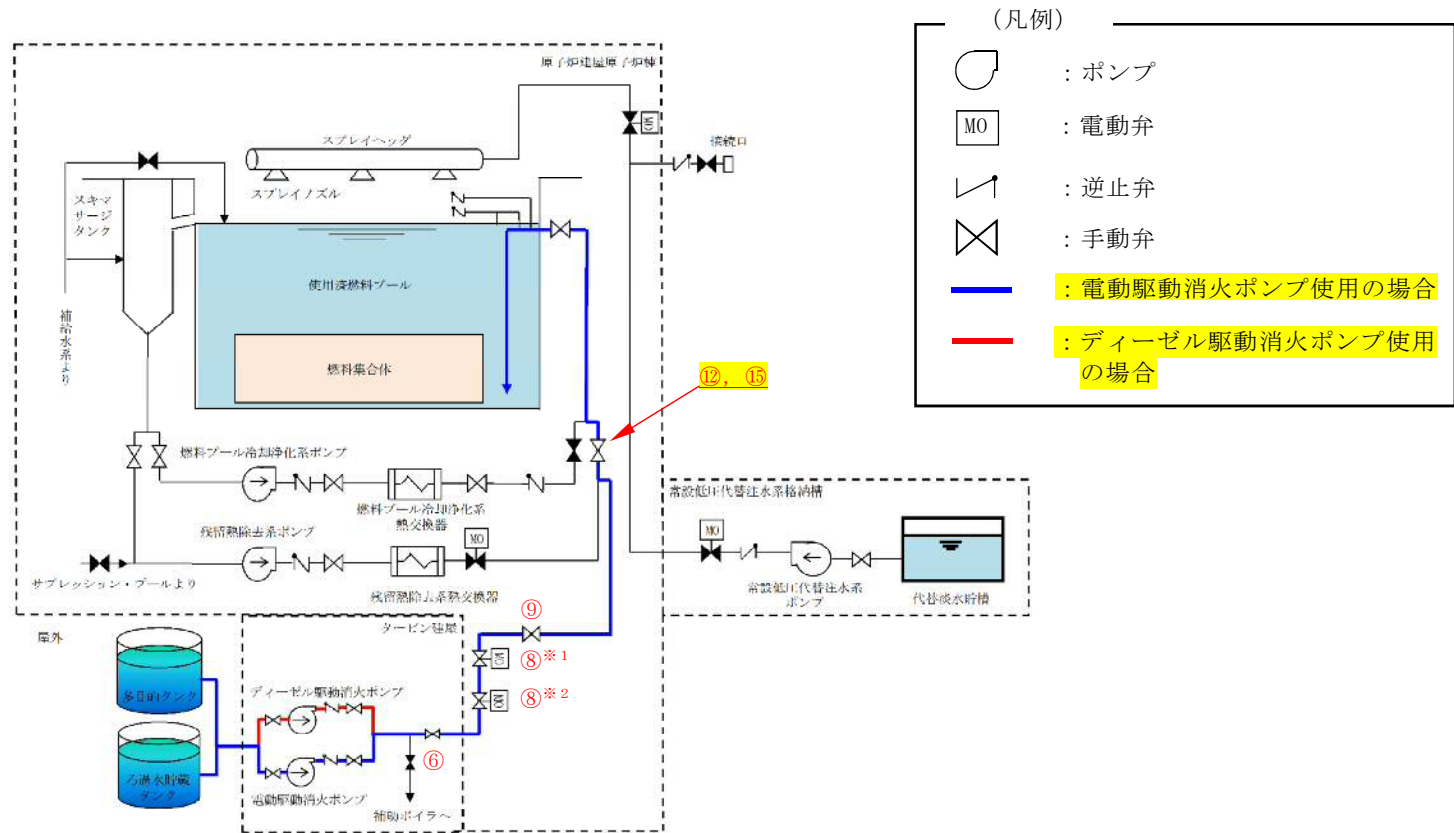


【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

操作手順	弁名称
⑩, ⑬	消火栓

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.11-11 図 消火系による使用済燃料プール注水 (1/2) 概要図



【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥	補助ボイラ冷却水元弁	⑨	残留熱除去系 (B) 燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁
⑧※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	⑫, ⑮	残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-11図 消火系による使用済燃料プール注水 (2/2) 概要図

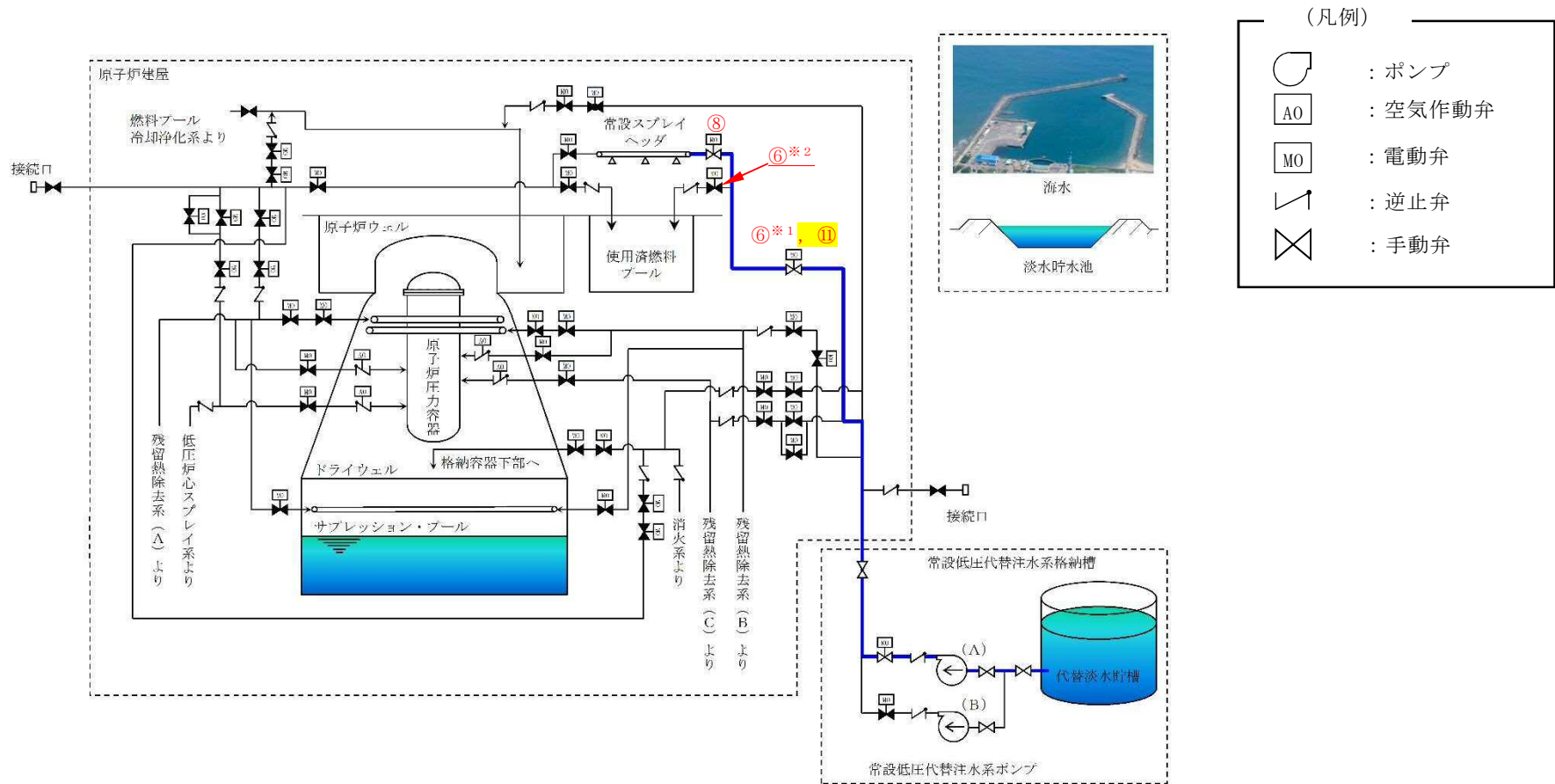
		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	60分 消火系による使用済燃料プール注水開始 ▽													
消火系による使用済燃料プール注水 【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】	運転員A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動												
	運転員C, D, E 重大事故等 対応要員 (現場)	4	準備, 消火系ポンプ起動操作												
							移動								
									系統構成, 注水操作						

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	消火系による使用済燃料プール注水開始 100分 ▽													
消火系による使用済燃料プール注水 【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】	運転員A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動												
	運転員C, D (現場)	2	準備, ポンプ起動操作												
							移動								
									系統構成, 注水操作						

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

第1.11-12図 消火系による使用済燃料プール注水 タイムチャート



(凡例)

- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁

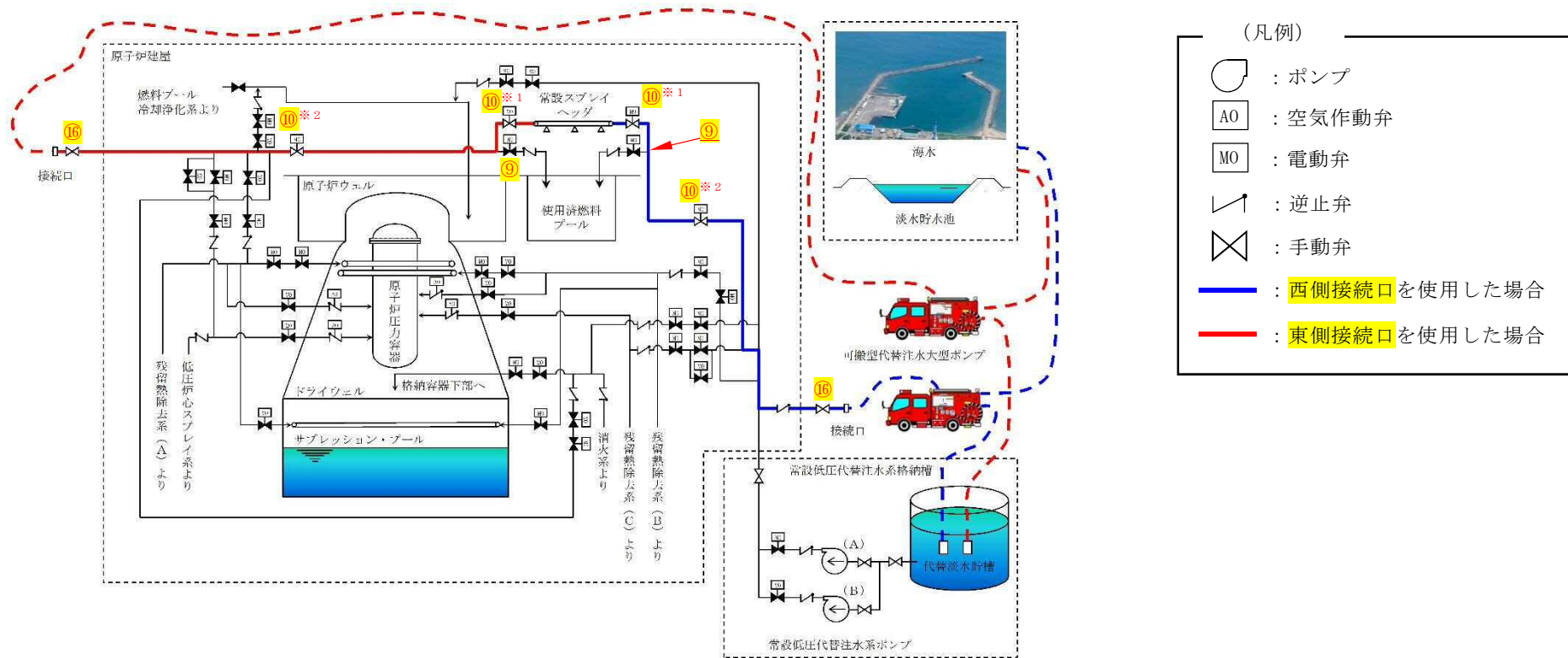
操作手順	弁名称
⑥※1, ⑪	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑥※2	使用済燃料プール注水ライン元弁
⑧	使用済燃料プールスプレイライン元弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-13図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ 概要図

		経過時間 (分)																		備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	使用済燃料プールスプレイ開始 16分																						
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	運転員A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																					
			系統構成																					
			注水操作																					

第1.11-14図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑩※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑩※1	使用済燃料プールのスプレイライン元弁	⑬	西側接続口又は東側接続口の弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

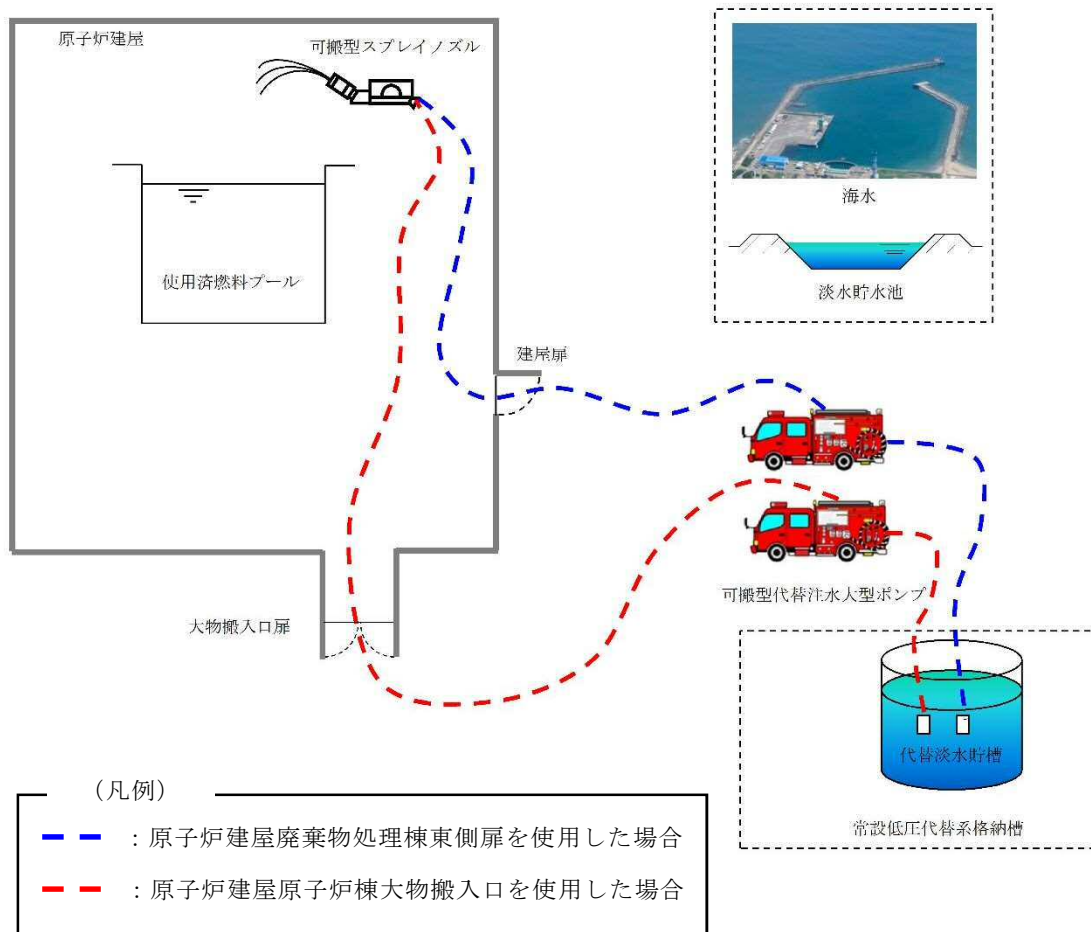
第1.11-15図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水） 概要図



		経過時間(分)																備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	260	280	300		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレィヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレィ開始 260分 ▽																
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレィヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレィ開始	運転員 A, B (中央制御室)	2																
	重大事故等対応要員	8																取水ビットから系送水 ※2: 低圧代替注水の場合 送水開始時間: 230分

※1: 代替淡水貯槽から低圧代替注水系西側接続口へ送水する場合、140分以内と想定する。

第1.11-16図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレィヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレィ(淡水/海水) タイムチャート



第1.11-17図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）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	180	
手順の項目	実施箇所・必要要員数																			
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（原燃廃東側扉）	運転員A、B（中央制御室）	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																	
	重大事故等対応要員	8	移動（災害対策本部～原子炉建屋原子炉棟） ホース敷設準備 ホース及び可搬型スプレイノズル設置 移動（原子炉建屋原子炉棟～南側保管場所）																	取水ビットから使用済燃料プールへの送水

		経過時間(分)																		備考			
		190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320	330	340	350	360		370	380	390
手順の項目	実施箇所・必要要員数	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始																					
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（原燃廃東側扉）	運転員A、B（中央制御室）	2	注水確認																				
	重大事故等対応要員	8	可搬型代替注水大型ポンプ準備 移動（南側保管場所～取水ビット） 取水ビット蓋開放及びポンプ設置 ホース敷設 移動（原子炉建屋原子炉棟内）及びホース接続																	取水ビットから使用済燃料プールへの送水			

※1：淡水貯水池から使用済燃料プールへ送水する場合、320分以内と想定する。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

第1.11-18図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

タイムチャート（1/2）

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)																	備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	
可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールスプレイ（原子炉棟大物搬入した場合）	運転員 A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																	取水ビットから使用済燃料プールへの送水※2
			移動(災害対策本部～原子炉建屋原子炉棟)																	
			ホース敷設準備																	
			ホース及び可搬型スレイノズル設置																	
重大事故等対応要員	8	移動(原子炉建屋原子炉棟～南側保管場所)																		

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)																	備考
			200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320	330	340	350	360	
			可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ開始 400分																	
可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールスプレイ（原子炉棟大物搬入した場合）	運転員 A, B (中央制御室)	2	注水確認																	取水ビットから使用済燃料プールへの送水※2
			可搬型代替注水大型ポンプ準備																	
			移動(南側保管場所～取水ビット)																	
			取水ビット蓋開放及びポンプ設置																	
重大事故等対応要員	8	ホース敷設																		
		移動(原子炉建屋原子炉棟内)及びホース接続																		

※2：代替淡水貯槽から使用済燃料プールへ送水する場合、295分以内でと想定する。

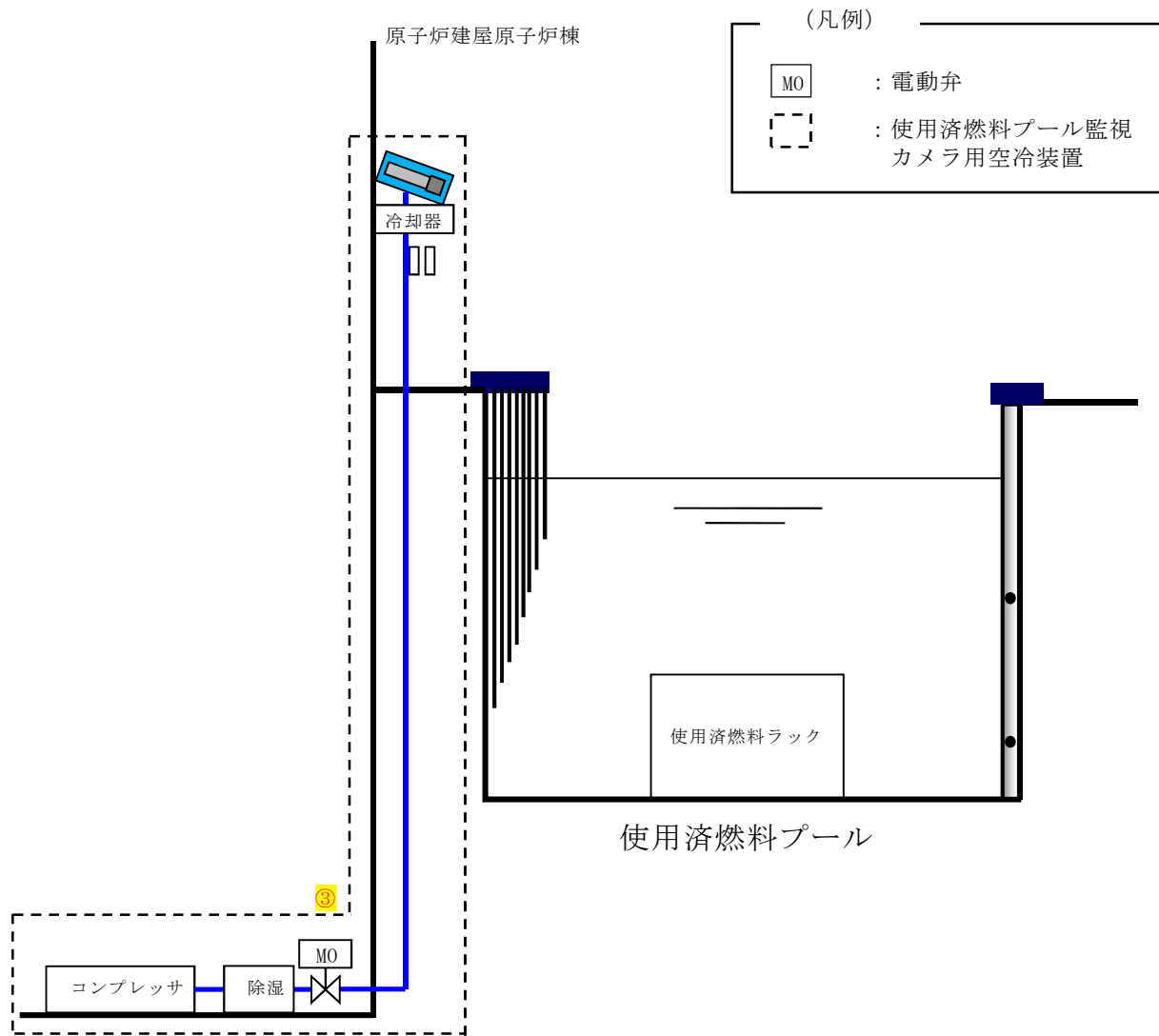
【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

第1.11-18図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水/海水）

タイムチャート (2/2)

		経過時間(分)																備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	使用済燃料プールからの漏えい緩和措置完了 150分																
使用済燃料プール 漏えい緩和	運転員A, B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動															
	重大事故等 対応要員	4														移動, 緩和措置		

第1.11-19図 使用済燃料プール漏えい緩和 タイムチャート



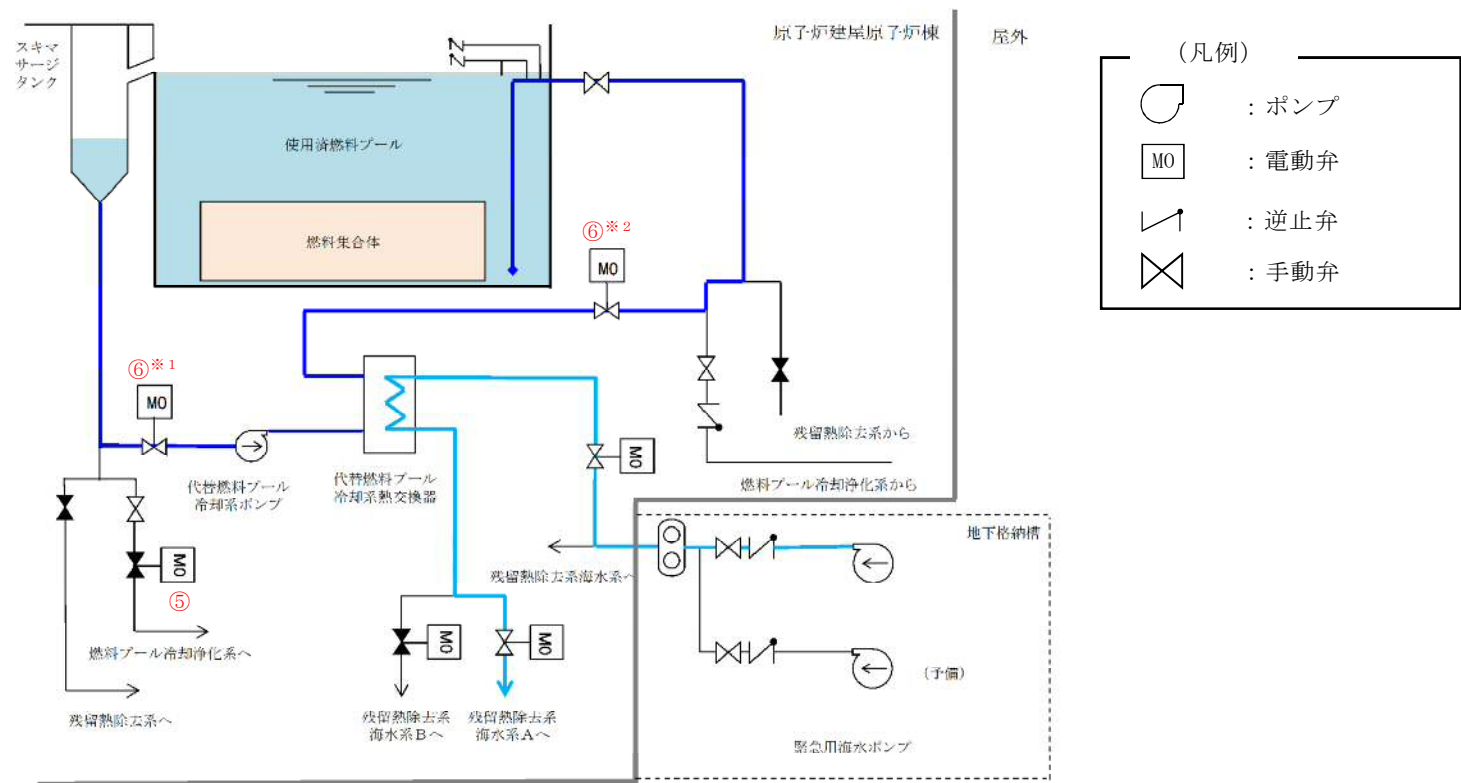
操作手順	弁名称
③	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.11-20図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分 ▽										
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員A、B (中央制御室)	2	準備									
										起動操作		
									▶			

第1.11-21図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑥※1	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑥※2	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

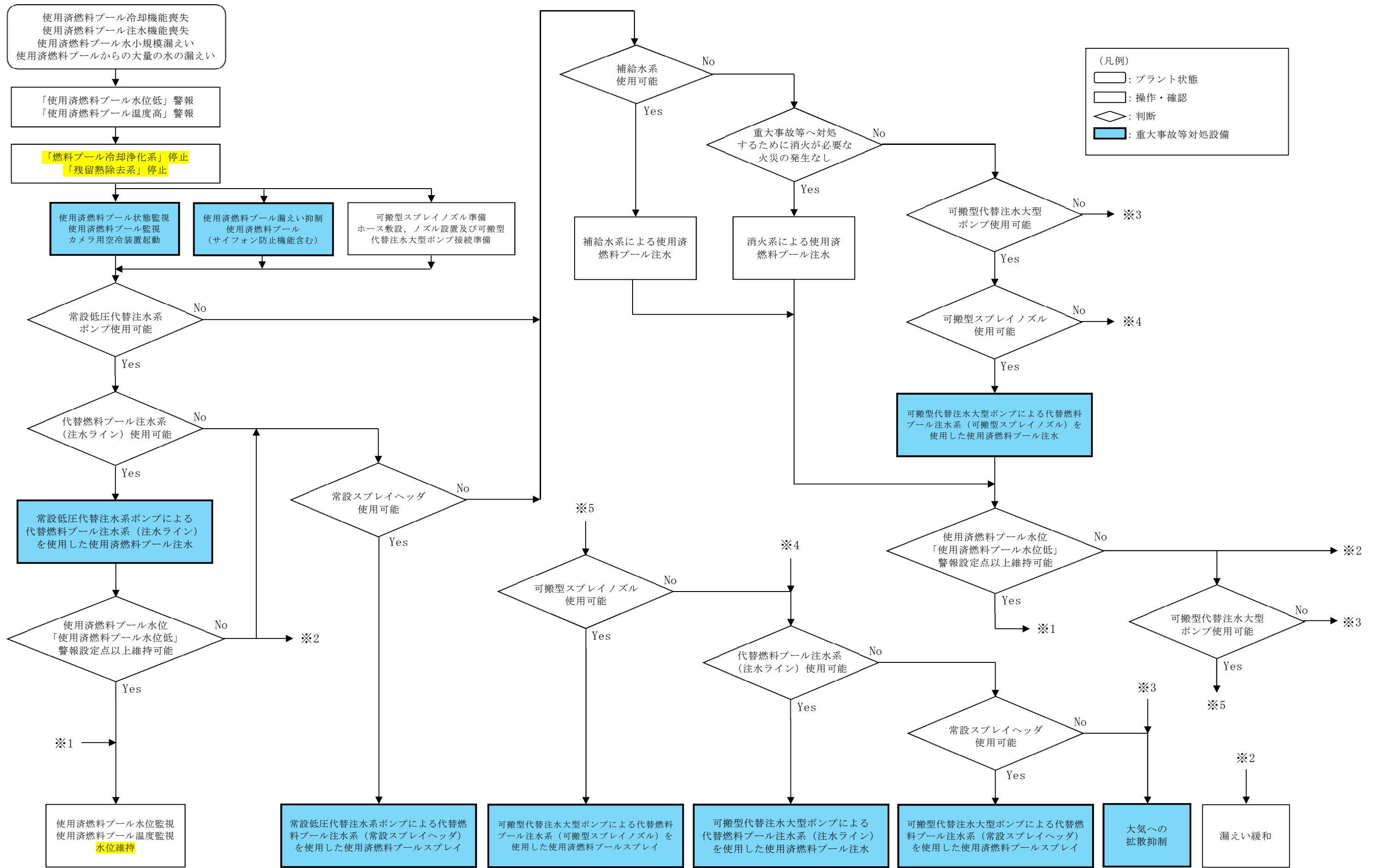
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-22図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却概要図

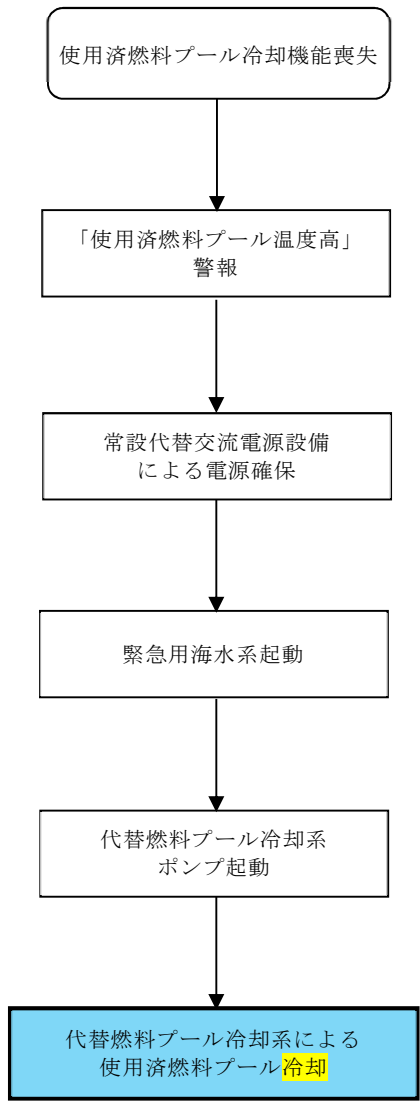
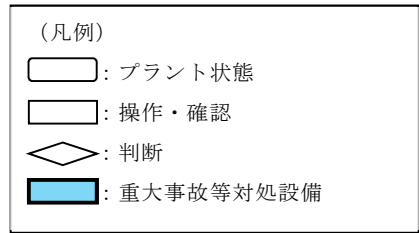


		経過時間 (分)															備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	使用済燃料プール冷却開始 13分																
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	運転員 A、B (中央制御室)	2	使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置起動															
			系統構成															
			冷却開始															
			→															

第1.11-23図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 タイムチャート



第1.11-24図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



第1.11-24図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

技術的能力審査基準（1.11）	番号	設置許可基準規則（第54条）	技術基準規則（第69条）	番号
<p><b>【本文】</b></p> <p>1. 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2. 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水が漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p><b>【本文】</b></p> <p>1. 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2. 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b></p> <p>1. 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2. 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p><b>【解釈】</b></p> <p>1. 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第3.7条3-1(a)及び(b)）で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—	<p><b>【解釈】</b></p> <p>1. 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第3.7条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p><b>【解釈】</b></p> <p>1. 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第3.7条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—
<p>2. 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれ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>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>2. 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>2. 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑧
<p>3. 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	<p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	⑨
<p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	④	<p>3. 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>3. 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑩
<p>4. 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p>	⑤	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p>	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p>	⑪
<p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	⑫
<p>4. 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	⑬	<p>4. 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	<p>4. 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	⑬
<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑭	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑭
<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑮	<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑮

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/5）

■：重大事故等対処設備    ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	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	対応可能な人数で 対応可能	備考
常設低圧代替注水系 （注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ⑦ ⑨	補給水系による使用済燃料プール注水	復水移送ポンプ	常設	55分以内	4名	自主対策とする理由は 本文参照
	低圧代替注水系配管・弁	新設			補給水系配管・弁	常設			
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設			使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	常設			
	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	代替淡水貯槽	新設			非常用交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設			
	燃料補給設備	新設							
可搬型代替注水大型ポンプ （注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ⑦ ⑧ ⑨	消火系による使用済燃料プール注水 （消火栓を使用した場合）	電動駆動消火ポンプ	常設	60分以内	6名	自主対策とする理由は 本文参照
	低圧代替注水系配管・弁	新設			ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設			消火系配管・弁・ホース	常設 可搬			
	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	新設			使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	常設			
	代替淡水貯槽	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	淡水貯水池*1	新設			多目的タンク	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			非常用交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設			
	燃料補給設備	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）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考
(可搬型スプレインノズル) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(淡水/海水)を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ⑦ ⑧ ⑨	(残留熱除去系ラインを使用した場合) 消火系による使用済燃料プール注水	電動駆動消火ポンプ	常設	100分以内	4名	自主対策とする理由は本文参照
	ホース	新設			ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
	可搬型スプレインノズル	新設			消火系配管・弁・ホース	常設可搬			
	使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む)	新設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	代替淡水貯槽	新設			使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む)	常設			
	淡水貯水池*1	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	燃料補給設備	新設			多目的タンク	常設			
漏えい抑制	使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む)	新設	① ⑦		非常用交流電源設備	常設			
(常設スプレインヘッド) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑪ ⑫	漏えい緩和	燃料補給設備	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			シール材	-	150分以内	6名	自主対策とする理由は本文参照
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設			接着剤				
	常設スプレインヘッド	新設			ステンレス鋼板				
	使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む)	新設			吊り降ろしロープ				
	代替淡水貯槽	新設			-	-	-	-	-
	常設代替交流電源設備	新設			-	-	-	-	-
燃料補給設備	新設	-	-	-	-	-			

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

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

■：重大事故等対処設備    ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	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	対応可能な人 数で対応可能	備考
(常設スプレイヘッド) 可搬型代替注水大型ポンプ を使用した使用済燃料プールのスプレイ (淡水/海水)	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑪ ⑫	-	-	-	-	-	-
	低圧代替注水系配管・弁	新設							
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設							
	常設スプレイヘッド	新設							
	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	新設							
	代替淡水貯槽	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							
	燃料補給設備	新設							
(可搬型スプレイノズル) 可搬型代替注水大型ポンプ を使用した使用済燃料プールのスプレイ (淡水/海水)	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑩ ⑪ ⑫	-	-	-	-	-	-
	ホース	新設							
	可搬型スプレイノズル	新設							
	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	新設							
	代替淡水貯槽	新設							
	淡水貯水池*1	新設							
	燃料補給設備	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）

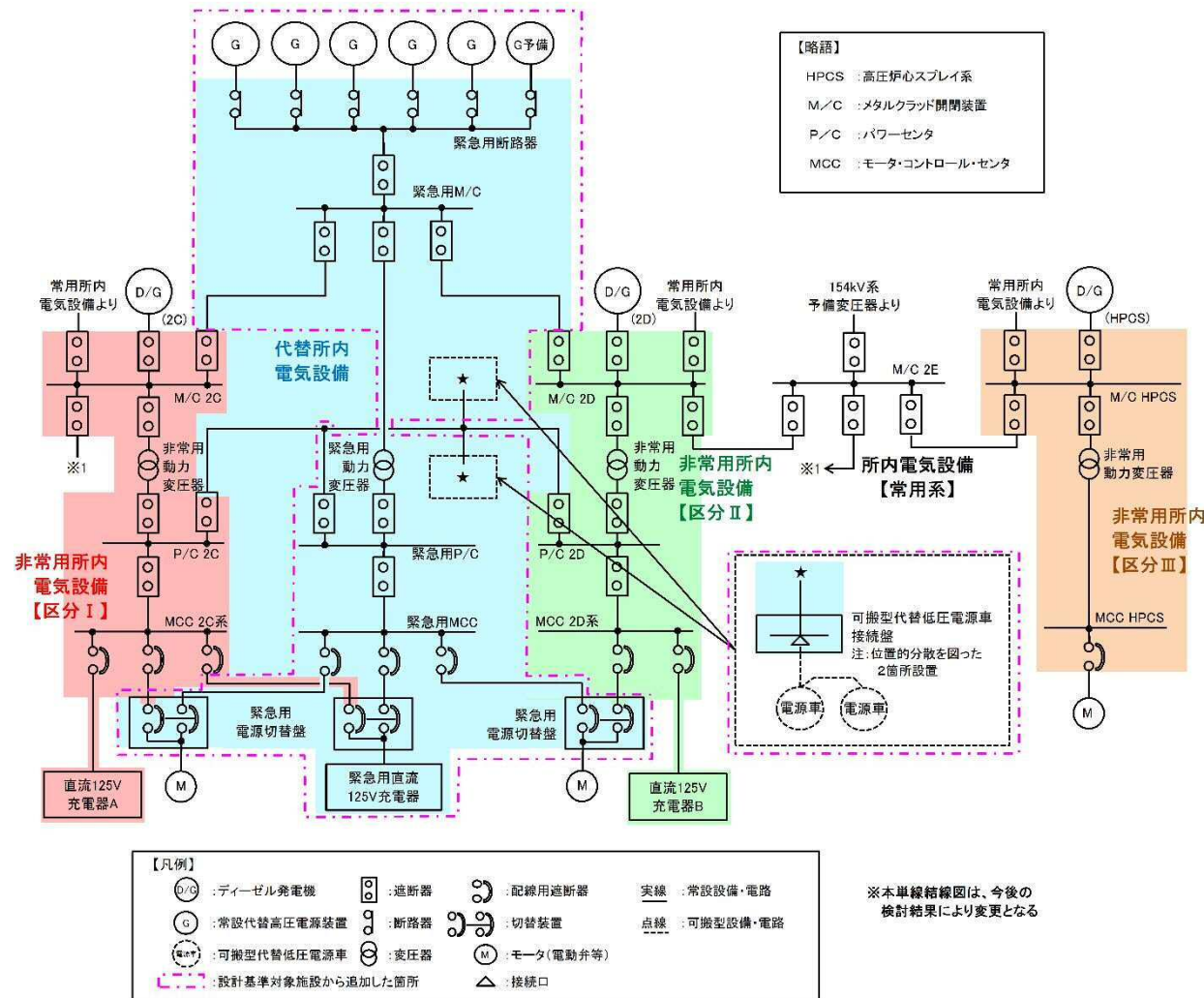
## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/5）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

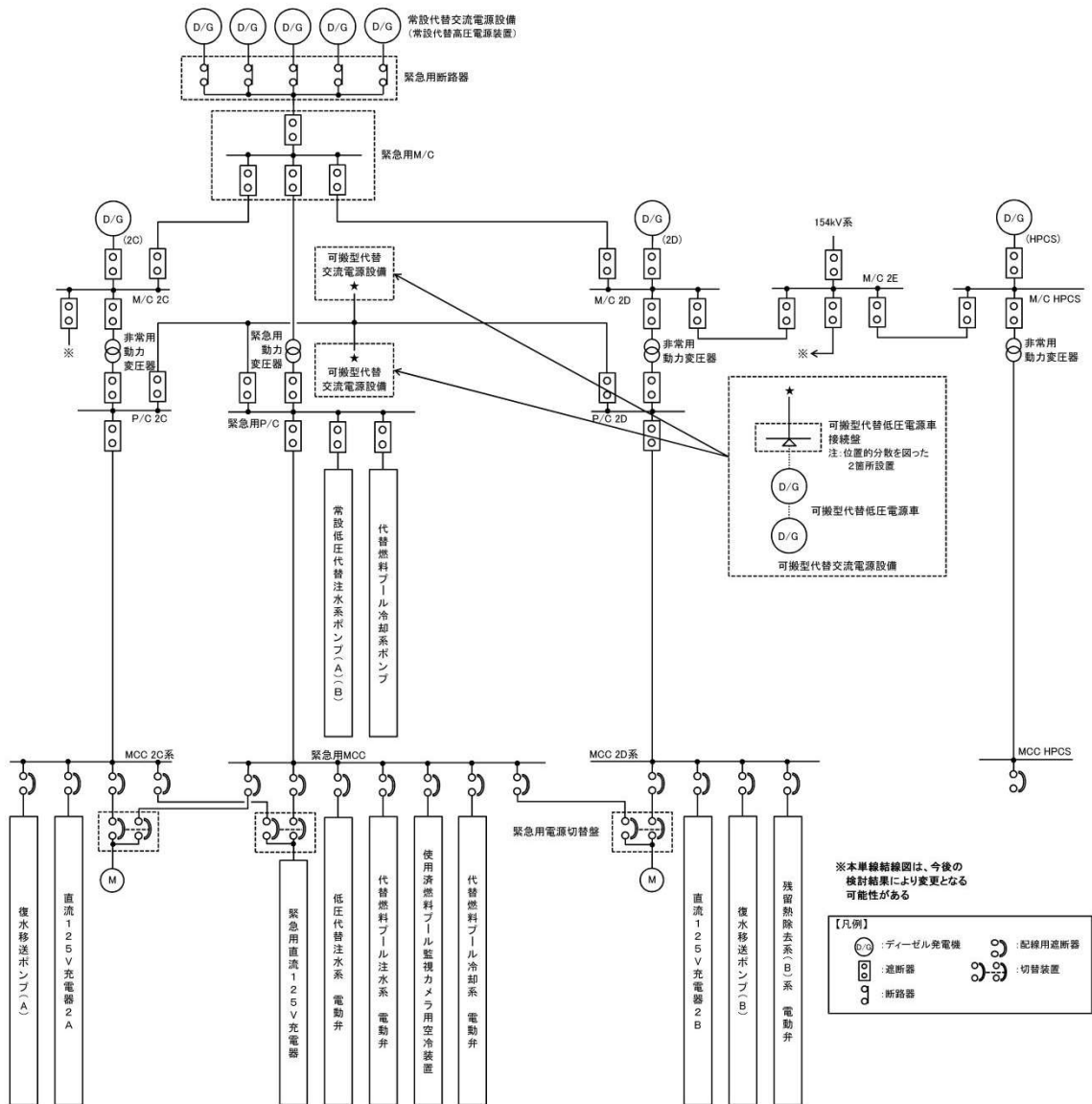
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
大気への拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④ ⑦ ⑫	-	-	-	-	-	-
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	燃料補給設備	新設							
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	新設	① ⑤ ⑦ ⑬ ⑭ ⑮						
	使用済燃料プール温度（SA）	新設							
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設							
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	新設							
代替電源による給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦ ⑭						
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	代替燃料プール冷却系ポンプ	新設	① ⑦						
	代替燃料プール冷却系熱交換器	新設							
	代替燃料プール冷却系配管・弁	新設							
	緊急用海水系	新設							
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設							
	ホース	新設							
	非常用取水設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	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）

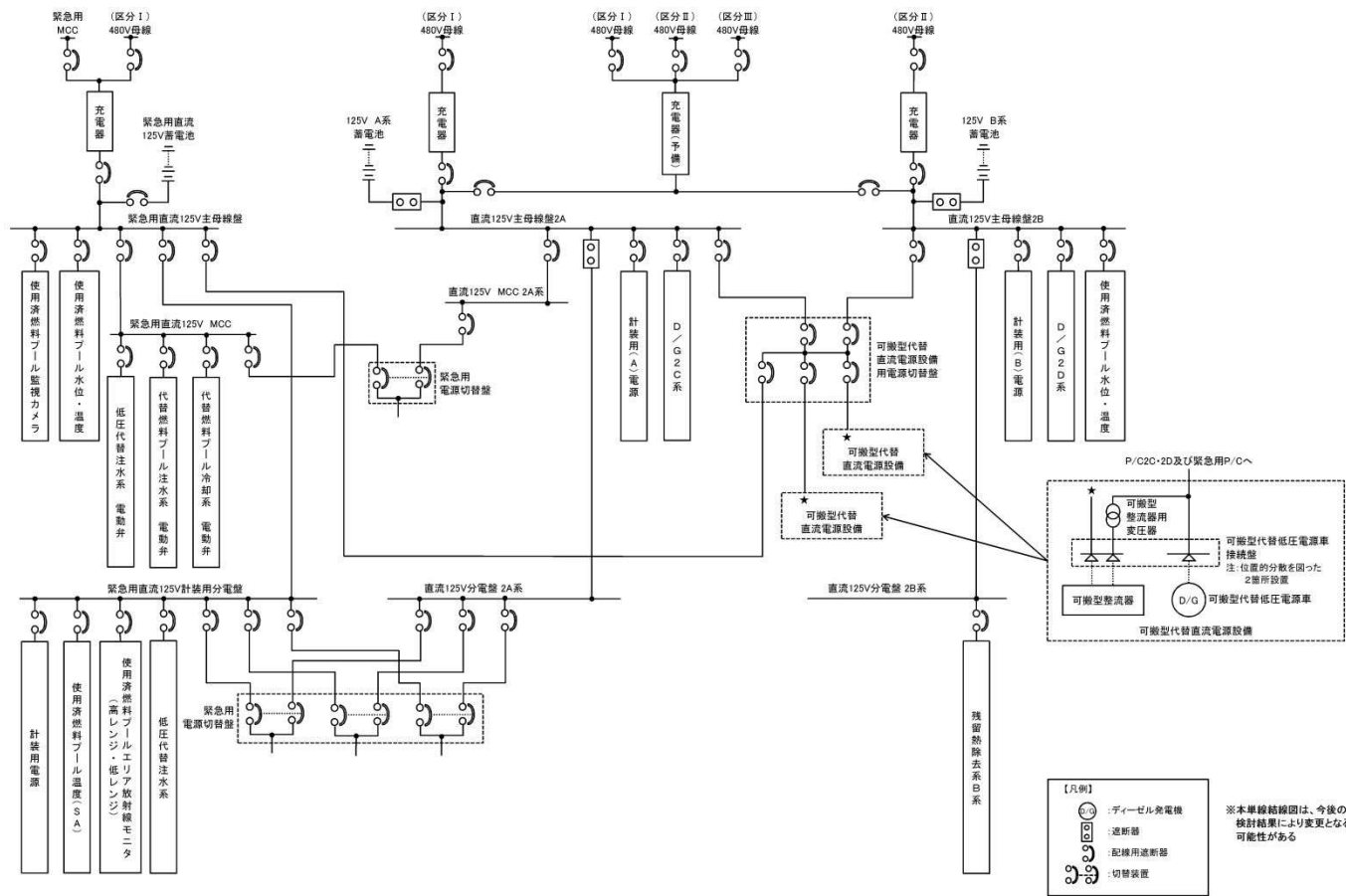




第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

※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

## 重大事故対策の成立性

## 1. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

## (1) 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、送水ルートを決める。

現場では、送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

## (2) 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、タービン建屋北側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

## (3) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水に必要な要員（10名）、所要時間（260分以内）のうち、作業の最長時間を要する取水箇所から低圧代替注水系（可搬型）西側接続口を使用した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：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：260分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

## (4) 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及びLED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，綿手袋及びゴム手袋）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，ヘッドライト及びLED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：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に操作可能である。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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末）又は送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（水中ポンプユニット設置）

2. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

(1) 操作概要

災害対策本部は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイが必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、送水ルートを決める。

現場では、送水ルートを確認した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

(2) 作業場所

原子炉建屋内、屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、タービン建屋北側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイへのスプレイに必要な要員（10名）、所要時間（400分以内）のうち、作業の最長時間を要する取水箇所から原子炉建屋原子炉棟大物搬入口前のホース敷設に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：400分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及びLED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、綿手袋及びゴム手袋）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、ヘッドライト及びLED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：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に操作可能である。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する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）又は送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。



### 3. 補給水系による使用済燃料プール注水

#### (1) 操作概要

補給水系による使用済燃料プール注水の系統構成を実施する。

#### (2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上6階（管理区域）

#### (3) 必要要員数及び操作時間

補給水系による使用済燃料プール注水に必要な要員数（4名）、所要時間（55分以内）のうち、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：55分以内

#### (4) 操作の成立性について

作業環境：室温及び放射線量は通常運転状態と同程度であり、ヘッドライト又はLEDライトにより、事故環境下においても作業可能である。

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、綿手袋及びゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：停電時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携帯していることから、アクセスは可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）又は送受話器のうち、使用可能な設備によ

り，中央制御室との連絡が可能である。

#### 4. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水

##### (1) 操作概要

消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水の系統構成を実施する。

##### (2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上5階及び原子炉建屋原子炉棟地上6階（管理区域）

##### (3) 必要要員数及び操作時間

消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水に必要な要員数（6名）、所要時間（60分以内）のうち、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：4名（現場運転員3名、重大事故等対応要員1名）

所要時間目安：60分以内

##### (4) 操作の成立性について

作業環境：室温及び放射線量は通常運転状態と同程度であり、ヘッドライト又はLEDライトにより、事故環境下においても作業可能である。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、綿手袋及びゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：停電時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携帯していることから、アクセスは可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話

機，PHS 端末) 又は送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

## 5. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水

### (1) 操作概要

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成を実施する。

### (2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

### (3) 必要要員数及び操作時間

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水に必要な要員数（4名）、所要時間（100分以内）のうち、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：100分以内

### (4) 操作の成立性について

作業環境：室温及び放射線量は通常運転状態と同程度であり、ヘッドライト又はLEDライトにより、事故環境下においても作業可能である。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、綿手袋及びゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：停電時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携帯していることから、アクセスは可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）又は送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

解釈一覧

判断基準の解釈一覧 (1/3)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プール代替注水	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	使用済燃料プール水位低警報
			使用済燃料プール温度高警報
		b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）	使用済燃料プール水位低警報
			使用済燃料プール温度高警報
		c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインゾル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）	使用済燃料プール水位低警報
			使用済燃料プール温度高警報
		d. 補給水系による使用済燃料プール注水	使用済燃料プール水位低警報
			使用済燃料プール温度高警報
		e. 消火系による使用済燃料プール注水	使用済燃料プール水位低警報
			使用済燃料プール温度高警報
		通常水位-142mm (EL. 46053mm)	
		使用済燃料プール温度50℃	
		通常水位-142mm (EL. 46053mm)	
		使用済燃料プール温度50℃	
		通常水位-142mm (EL. 46053mm)	
		使用済燃料プール温度50℃	
		通常水位-142mm (EL. 46053mm)	
		使用済燃料プール温度50℃	

判断基準の解釈一覧 (2/3)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プールのスプレー	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレー	使用済燃料プール水位低警報設定点 通常水位-142mm (EL. 46053mm)
			使用済燃料プールの水位低下 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以下
		b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレー (淡水/海水)	使用済燃料プール水位低警報設定点 通常水位-142mm (EL. 46053mm)
			使用済燃料プールの水位低下 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以下
		c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレー (淡水/海水)	使用済燃料プール水位低警報設定点 通常水位-142mm (EL. 46053mm)
			使用済燃料プールの水位低下 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以下
	(2) 漏えい緩和	a. 使用済燃料プール漏えい緩和	使用済燃料プール水位低警報設定点 通常水位-142mm (EL. 46053mm)
			使用済燃料プールの水位低下 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以下
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1) 使用済燃料プールの状態監視	a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	使用済燃料プール水位低警報 通常水位-142mm (EL. 46053mm)
			使用済燃料プール温度高警報 使用済燃料プール温度50℃



判断基準の解釈一覧 (3/3)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.11.2.4 重大事故等時における 使用済燃料プールの冷却 のための対応手順	(1) 燃料プール冷却	a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 使用済燃料プール温度高警報	使用済燃料プール温度50℃

操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プール代替注水	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.8MPa[gage]以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.8MPa[gage]以上
			使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
		b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）	使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
		d. 補給水系による使用済燃料プール注水	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa[gage]以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa[gage]以上
			燃料プール周り補給水元弁	—
		e. 消火系による使用済燃料プール注水	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa[gage]以上	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa[gage]以上
			補助ボイラ冷却水元弁	—
			残留熱除去系（B）消火系ライン弁	—
			残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁	—
		残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁	—	

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1) 燃料プールのスプレイ	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
			使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.8MPa[gage]以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.8MPa[gage]以上
			使用済燃料プールのスプレイライン元弁	—
		b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）	使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			使用済燃料プールのスプレイライン元弁	—
			使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1) 使用済燃料プールの状態監視	a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁	—
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順	(1) 使用済燃料プールの状態監視	a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁	—
			代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	—
			代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	—

## 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

### <目次>

#### 1.12.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

###### (a) 大気への放射性物質の拡散抑制

###### (b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

###### (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

###### (a) 初期対応における延焼防止処置

###### (b) 航空機燃料火災への泡消火

###### (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### c. 手順等

#### 1.12.2 重大事故等発生時の手順

##### 1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等

##### (1) 大気への放射性物質の拡散抑制

##### a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

##### (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

#### 1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

(2) 航空機燃料火災への対応

a. 可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

#### 1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料1.12.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.12.2 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

添付資料1.12.3 放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

添付資料1.12.4 放水砲の設置位置及び使用方法等について

添付資料1.12.5 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

添付資料1.12.6 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

添付資料1.12.7 化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

添付資料1.12.8 可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

添付資料1.12.9 判断基準の解釈一覧

添付資料1.12.10 操作手順の解釈一覧

## 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

### 【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定す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) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。
  - b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、工場等外（以下「発電所敷地外」という。）への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており、ここでは、この設備を活用した手順等について説明する。

## 1.12.1 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格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所敷地外へ放射性物質が拡散するおそれがある。発電所敷地外へ放射性物質の拡散を抑制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、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、消火対応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五十五条及び技術基準規則第七十条（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

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.12-1表に整理する。

a. 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、大気への放射性物質の拡散抑制、放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、原子炉建屋放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ SA用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ SA用海水ピット

- ・放水ピット

- ・放水路

- ・燃料補給設備

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

重大事故等により，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至った場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・放射性物質吸着材

- ・汚濁防止膜

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「(a) 大気への放射性物質の拡散抑制」に使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，ホース，放水砲，SA用海水ピット取水塔，海水引込管，SA用海水ピット及び燃料補給設備は，重大事故等対処設備と位置づける。

「(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制」に使用する設備のうち，放射性物質吸着材及び汚濁防止膜は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1.12.1)

以上の重大事故等対処設備により発電所敷地外への放射性物質の拡散抑制が可能である。

また、放水ピット及び放水路は、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。以下にその理由を示す。

- ・放水ピット、放水路

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、放水ピット又は放水路からの海水を大気への放射性物質の拡散抑制に使用する手段としては有効である。

b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

(a) 初期対応における延焼防止処置

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、初期対応における延焼防止処置により火災に対応する手段がある。

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

- ・化学消防自動車
- ・水槽付消防ポンプ自動車
- ・泡消火薬剤容器（消防車用）
- ・消火栓（原水タンク）
- ・防火水槽
- ・燃料補給設備

(b) 航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、泡消火により火災に対応する手段がある。

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）
- ・ S A用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ S A用海水ピット
- ・ 放水ピット
- ・ 放水路
- ・ 燃料補給設備

#### (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、S A用海水ピット取水塔、海水引込管、S A用海水ピット及び燃料補給設備は、重大事故等対処設備と位置づける。

これらの選定した設備は、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1.12.1)

以上の重大事故等対処設備により原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応が可能である。

また、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、泡消火薬剤容器（消防車用）、消火栓（原水タンク）、防火水槽、放水ピット、放水路は、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。以下にその理由を示す。

- ・化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）

航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ない<sup>\*1</sup>ため、十分な放水効果は得られにくいですが、早期に消火活動が可能となる化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による初期対応を、航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼防止に使用する手段としては有効である。

- ・消火栓（原水タンク）、防火水槽

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、初期対応における延焼防止処置の水源として使用する手段としては有効である。

- ・放水ピット、放水路

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、放水ピット又は放水路からの海水を航空機燃料火災への泡消火に使用する手段としては有効である。

※1：空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている、国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）では、離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められてい

る。航空機燃料火災への対応としては、空港業務マニュアルで最大となるカテゴリー10を適用する。また、使用する泡消火薬剤が性能レベルBであることから、必要放水流量は11,200L/minである。これに対し、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による初期対応での放水流量は2,000L/minである。

c. 手順等

上記の「a. 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備」及び「b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災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、重大事故等対応要員の対応として、「重大事故等対策要領」及び自衛消防隊の対応として、「防火管理要領」に定める（第1.12-1表）。

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（第1.12-2表，第1.12-3表）。

## 1. 12. 2 重大事故等発生時の手順

### 1. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等

#### (1) 大気への放射性物質の拡散抑制

##### a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による格納容器内の減圧及び除熱させる手段がある。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合は、可搬型又は常設スプレイヘッダから使用済燃料プールにスプレイすることで燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

#### (a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合

- ・炉心損傷を判断<sup>\*1</sup>した場合において、原子炉注水を高压代替注水系システム流量、低压代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合

- ・使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プー

ル注水を使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール監視カメラ等により確認できない場合

- ・大型航空機の衝突など、原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器表面温度で $300^{\circ}\text{C}$ 以上を確認した場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。手順の概略図を第1.12-1図に、タイムチャートを第1.12-2図に、ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第1.12-3図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備を災害対策本部長に依頼する。
- ② 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備開始を重大事故等対応要員に指示する。
- ③ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット、放水ピット又は放水路）周辺に設置する。



- ④ 重大事故等対応要員は、ホースを水中ポンプに接続後、水中ポンプを海水取水箇所へ設置し、可搬型代替注水大型ポンプ吸込口にホースを接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、可搬型代替注水大型ポンプから放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行った後に、可搬型代替注水大型ポンプを待機状態（アイドリング状態）にする。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、放水砲の噴射ノズルを原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し、準備完了を災害対策本部長に報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備完了について発電長に報告する。
- ⑨ 発電長は、手順着手判断の状況が継続しており、以下のいずれかの状況であると判断した場合は、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の開始を災害対策本部長に依頼する。
- ・格納容器への注水及びスプレーが低圧代替注水系格納容器スプレー流量、代替循環冷却系格納容器スプレー流量等により確認できず、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され、格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
  - ・原子炉建屋天井付近の水素濃度が3.0%を超えていることによ

り原子炉建屋トップベントを開放する場合

- ・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレイができない場合
- ・プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合

- ⑩ 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の開始を重大事故等対応要員に指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを操作（昇圧）し、放水砲により原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し、災害対策本部長に報告する。
- ⑫ 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について発電長に報告する。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプは約3.5時間の運転が可能）

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では重大事故等対応要員8名（可搬型代替注水大型ポンプの起動、ホースの水張り及び空気抜きは4名）にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気

への放射性物質の拡散抑制の準備完了まで190分以内（ホース敷設距離が短くなる廃棄物処理建屋南側経路でホースを敷設した場合は、145分以内）と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

大気への放射性物質の拡散抑制は、災害対策本部長からの指示を受けた、重大事故等対応要員4名にて実施し、作業開始を判断してから190分以降（ホース敷設距離が短くなる廃棄物処理建屋南側経路でホースを敷設した場合は、145分以降）に放水可能と想定する。

放水砲は可搬型設備のため任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて放水を実施する。

放水砲の放射方法としては、直状放射から噴霧放射への切替えが可能であり、噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの、より細かい水滴径が期待でき、直状放射よりも放射性物質の抑制効果がある。従って、なるべく噴霧放射を使用する。

ただし、直状放射の場合も、到達点では霧状になっているため放射性物質の抑制効果はある。

なお、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間などを考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルー

トを選択する。

また、大気への放射性物質の拡散抑制手順着手は、炉心損傷又は使用済燃料プールの水位低下の兆候を確認している。重大事故等対応要員は、過剰被ばく防止の観点から現場環境を考慮し、適切な放射線防護具を装備する。

(添付資料1.12.2, 1.12.3, 1.12.4)

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するが、放水することで放射性物質を含む汚染水が発生する。

防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

放射性物質吸着材は、雨水排水路集水柵に設置する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合

(b) 操作手順

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、放射性物質吸着材の設置位置図を第

1.12-4図に、タイムチャートを第1.12-5図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材を設置位置近傍まで運搬する。
- ③ 重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材を汚濁防止膜／放射性物質吸着材運搬車のクレーン装置を用いて、雨水排水路集水桝の所定の箇所に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制開始について、災害対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は重大事故等対応要員3名にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから、放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制開始まで70分以内と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。

更に、積込み、運搬等に汚濁防止膜／放射性物質吸着材運搬車を使用することで、重量物である放射性物質吸着材を効率的に運搬できる。

(添付資料1.12.5)

b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するが、放水することで放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は一般排水路を通過して放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

汚濁防止膜は、放水口に設置する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において、放射性物質吸着材の設置完了後に汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された状況）である場合

(b) 操作手順

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、汚濁防止膜の設置位置図を第1.12-6図に、タイムチャートを第1.12-7図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ汚濁防止膜設置開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜を設置箇所付近へ運搬する。
- ③ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜を接続金具（シャックル）及び接続ロープ等で必要本数を連結させる。

- ④ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け、片方の固定用ロープを護岸沿いに対岸まで展張した後、連結させた汚濁防止膜を順次、カーテン部を結束していたロープを切断しながら海面に投入し、対岸から固定用ロープを引くことにより、汚濁防止膜を所定の位置に配置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜配置後、両端部の固定用ロープを護岸の所定の箇所へ固定する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、同作業完了後、引き続き、同様の手順により2重目の汚濁防止膜を設置する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制開始について、災害対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、重大事故等対応要員6名にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから、汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制開始まで240分以内（2重）と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。

更に、積込み、運搬等に汚濁防止膜／放射性物質吸着材運搬車を使用することで、重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬できる。

(添付資料1.12.6)

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する水源は、S A用海水ピット、放水ピット、放水路のうち、重大事故等対処設備であるS A用海水ピットを優先させる。

海洋への放射性物質の拡散抑制の対応は、放射性物質吸着材、汚濁防止膜のうち、防潮堤の内側で作業を実施できる放射性物質吸着材の設置を優先させる。

その後、汚濁防止膜を設置するが、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報、津波警報が出ている状況）である場合は、大津波警報、津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。

また、放射性物質吸着材の設置作業と汚濁防止膜の設置作業を異なる要員で対応できる場合は、並行して作業を実施することが可能である。

海洋への放射性物質の拡散抑制の手順の流れについて、第1.12-8図に示す。

#### 1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

##### (1) 初期対応における延焼防止処置

##### a. 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）により初期対応における延焼防止処置を行う手順を整備する。水源は、消火栓（原水タンク）又は防火水槽を使用する。

##### (a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合



(b) 操作手順

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置を行う手順の概要は以下のとおり。また，初期対応における延焼防止処置の概要図を第1.12-9図に，水利の配置図を第1.12-10図に示す。

- ① 自衛消防隊の現場指揮者は，発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合において，現場の火災状況から，安全距離を確保でき対応可能と判断した場合，延焼防止処置に必要な設備の準備を開始する。
- ② 自衛消防隊は，放射線管理要員によるサーベイ結果，けが人の有無，水源の水量が確保され使用できることを確認し，現場火災状況を災害対策本部長へ報告する。
- ③ 自衛消防隊は，水源近傍に水槽付消防ポンプ自動車を設置し，吸管を消火栓（原水タンク）に接続又は防火水槽に投入し，吸水する。
- ④ 自衛消防隊は，初期消火（延焼防止）活動場所へ化学消防自動車を設置し，水槽付消防ポンプ自動車から化学消防自動車へのホース敷設，接続及び準備作業を行う。
- ⑤ 自衛消防隊は，化学消防自動車にて延焼防止処置を実施する。
- ⑥ 自衛消防隊は，適宜，泡消火薬剤の補給を実施する。

（添付資料1.12.7）

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は，自衛消防隊9名で実施する。

作業は、現場指揮者の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置開始まで20分以内と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。

## (2) 航空機燃料火災への対応

### a. 可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、海水を水源として可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

#### (a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

#### (b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火手順の概要は以下のとおり。泡消火の概要図を第1.12-11図に、タイムチャートを第1.12-12図に、水利の配置及び可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火に関するホース敷設ルートの例を第1.12-13図に示す。

① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等

対応要員へ可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火の開始を指示する。

- ② 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（SA用海水ピット、放水ピット又は放水路）周辺に設置する。
- ③ 重大事故等対応要員は、ホースを水中ポンプに接続後、水中ポンプを海水取水箇所へ設置し、可搬型代替注水大型ポンプの吸込口にホースを接続する。
- ④ 重大事故等対応要員は、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を運搬し、可搬型代替注水大型ポンプに接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、可搬型代替注水大型ポンプから放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、放水砲にホースを接続後、放水砲の噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行った後に、放水砲による泡消火を開始し、災害対策本部長に報告する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプは約3.5時間の運転が可能）を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では重大事故等対応要員8名にて実施す

る。

作業は、災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火開始まで190分以内（ホース敷設距離が短くなる廃棄物処理建屋南側経路でホースを敷設した場合は、145分以内）と想定する。

放水段階では、重大事故等対応要員5名にて実施する。

1%濃縮用泡消火薬剤を5,000L配備し、放水開始から約20分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は、放水流量（22,300L/min）に対して1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

（添付資料1.12.8）

### (3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

航空機燃料火災への対応は、初期対応における延焼防止処置は自衛消防隊員、航空機燃料火災への対応は重大事故等対応要員と、異なる要員が対応することから、準備完了したものから泡消火を開始する。

化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置は、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確保するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の

飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。

可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火は、航空機燃料火災を約 $1,338\text{m}^3/\text{h}$ の流量で消火する。

使用する水源について、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車は、消火栓（原水タンク）又は防火水槽のうち、準備時間が短い消火栓（原水タンク）を優先する。

可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火の水源は、SA用海水ピット、放水ピット、放水路のうち、重大事故等対処設備であるSA用海水ピットを優先させる。

#### 1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉建屋トップベントに関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプ等の車両への燃料補給に関する手順は「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。

原子炉建屋周辺の線量を確認する手順は「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

第1.12-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

	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
炉心の著しい損傷及び格納容器の破損 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	-	大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 放水砲 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領 「大気への放射性物質の拡散抑制」
			放水ピット 放水路	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材 汚濁防止膜	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領 「海洋への放射性物質の拡散抑制」
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	-	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 消火栓（原水タンク） 防火水槽 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	防火管理要領
		航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 放水砲 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領 「航空機燃料火災への泡消火」
			放水ピット 放水路	自主対策設備	

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

第 1.12-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

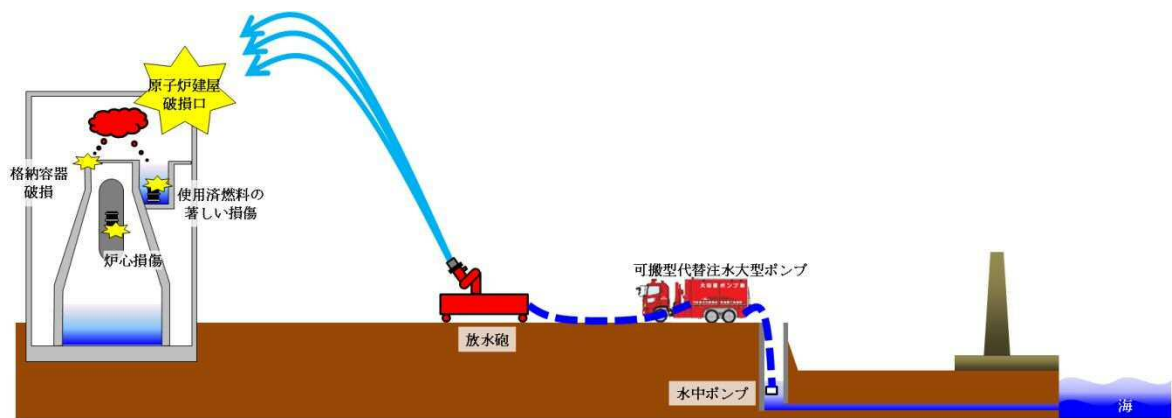
監視計器一覧

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)
重大事故等対策要領 「大気への放射性物質の 拡散抑制」	格納容器内の放射線 量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	原子炉压力容器温度	原子炉压力容器表面温度
	原子炉压力容器内の 水位	原子炉水位 (広帯域・燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域・SA燃料域)
	原子炉压力容器への 注水量	高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレー系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレー系系統流量
	使用済燃料プールの 監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ
	格納容器への注水量	低压代替注水系格納容器スプレー流量 低压代替注水系格納容器下部注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレー流量 残留熱除去系系統流量
	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	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・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度
	原子炉建屋内の水素 濃度	原子炉建屋水素濃度
	原子炉建屋周辺の放 射線量率	モニタリング・ポスト 可搬型モニタリング・ポスト

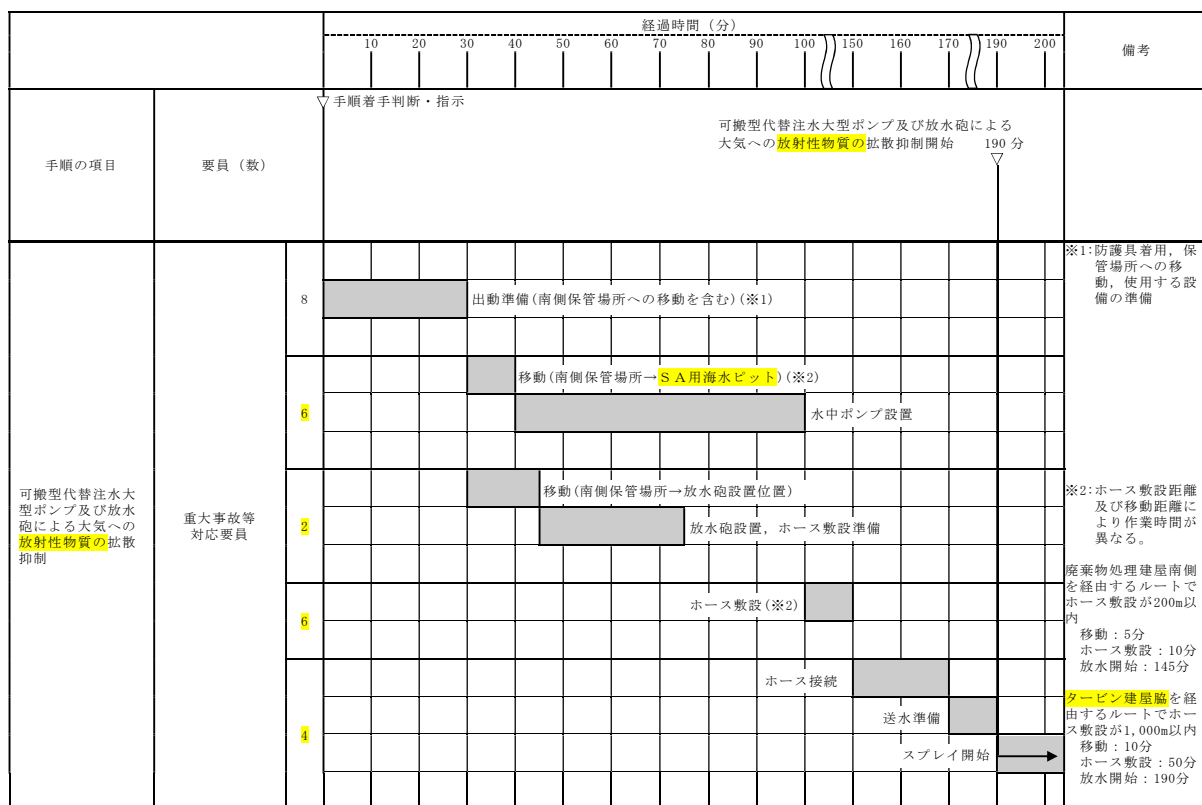
第 1.12-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元 給電母線
<p>【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</p>	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 直流 125V 蓄電池 2 A 直流 125V 蓄電池 2 B 緊急用直流 125V 蓄電池</p>
	<p>使用済燃料プール監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 緊急用直流 125V 蓄電池</p>
	<p>屋外放射線監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 バイタルCVC F</p>



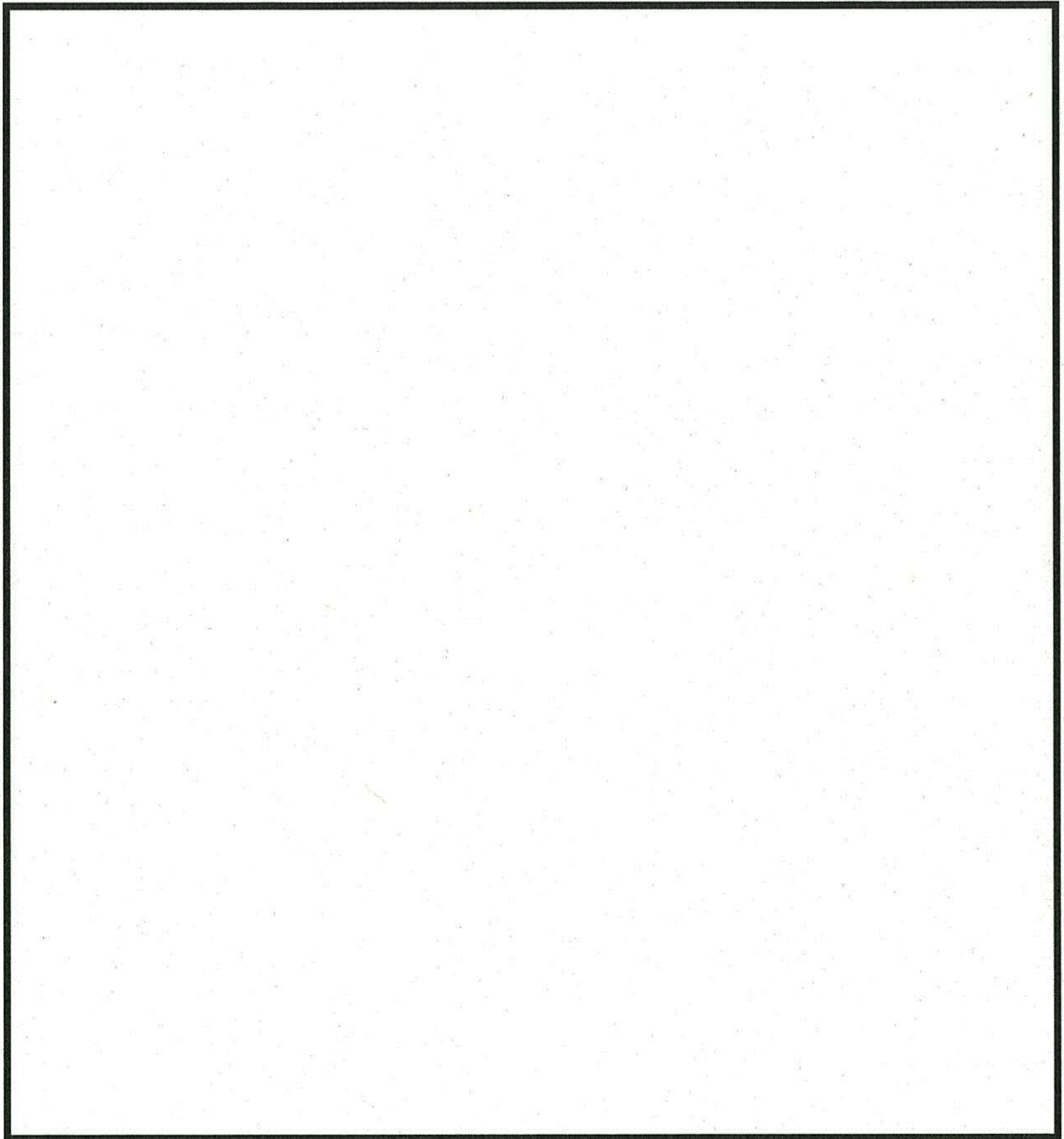


第1.12-1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概略図

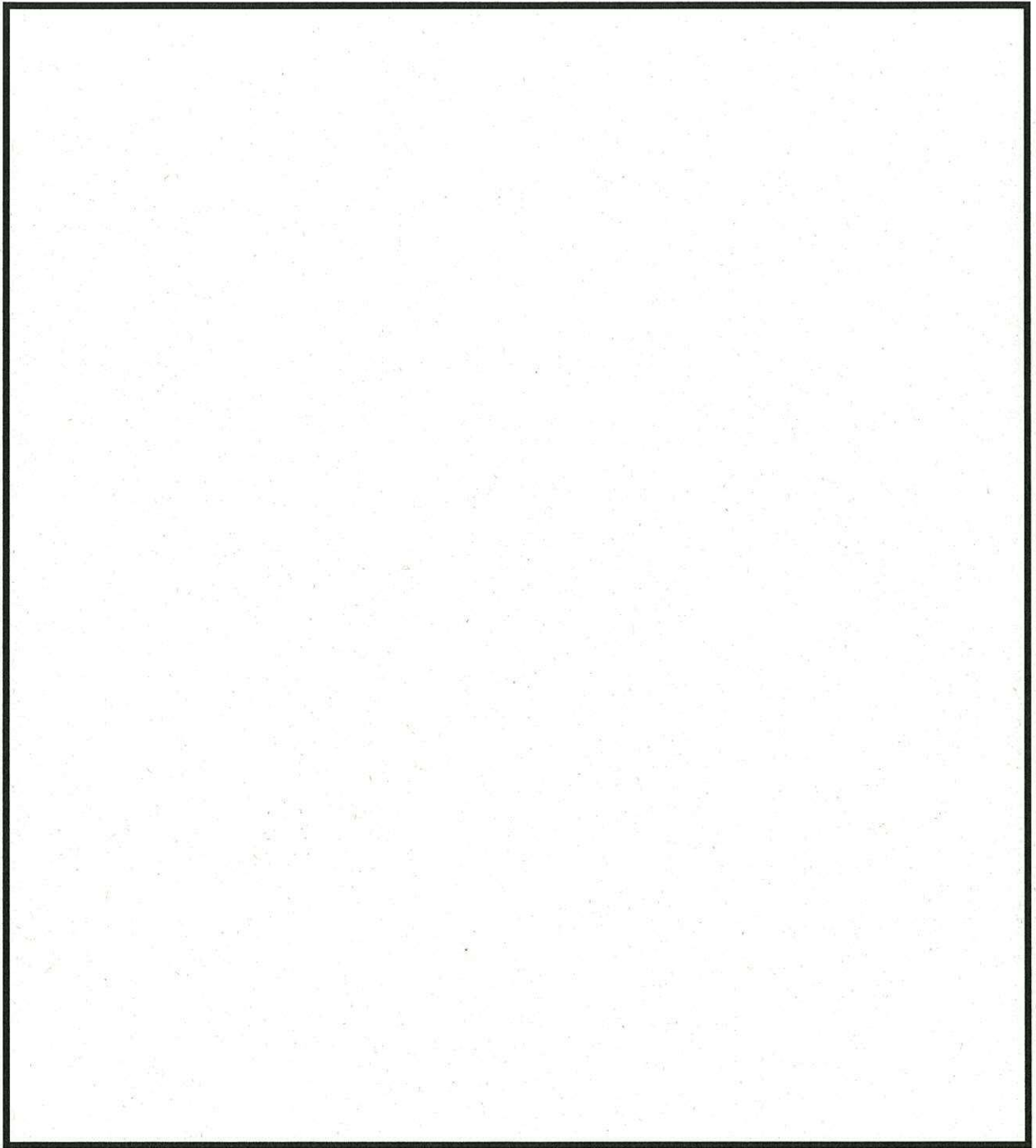


第 1.12-2 図 大気への放射性物質の拡散抑制 (SA用海水ピットを使用)

タイムチャート



第 1. 12-3 図 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置図（例）

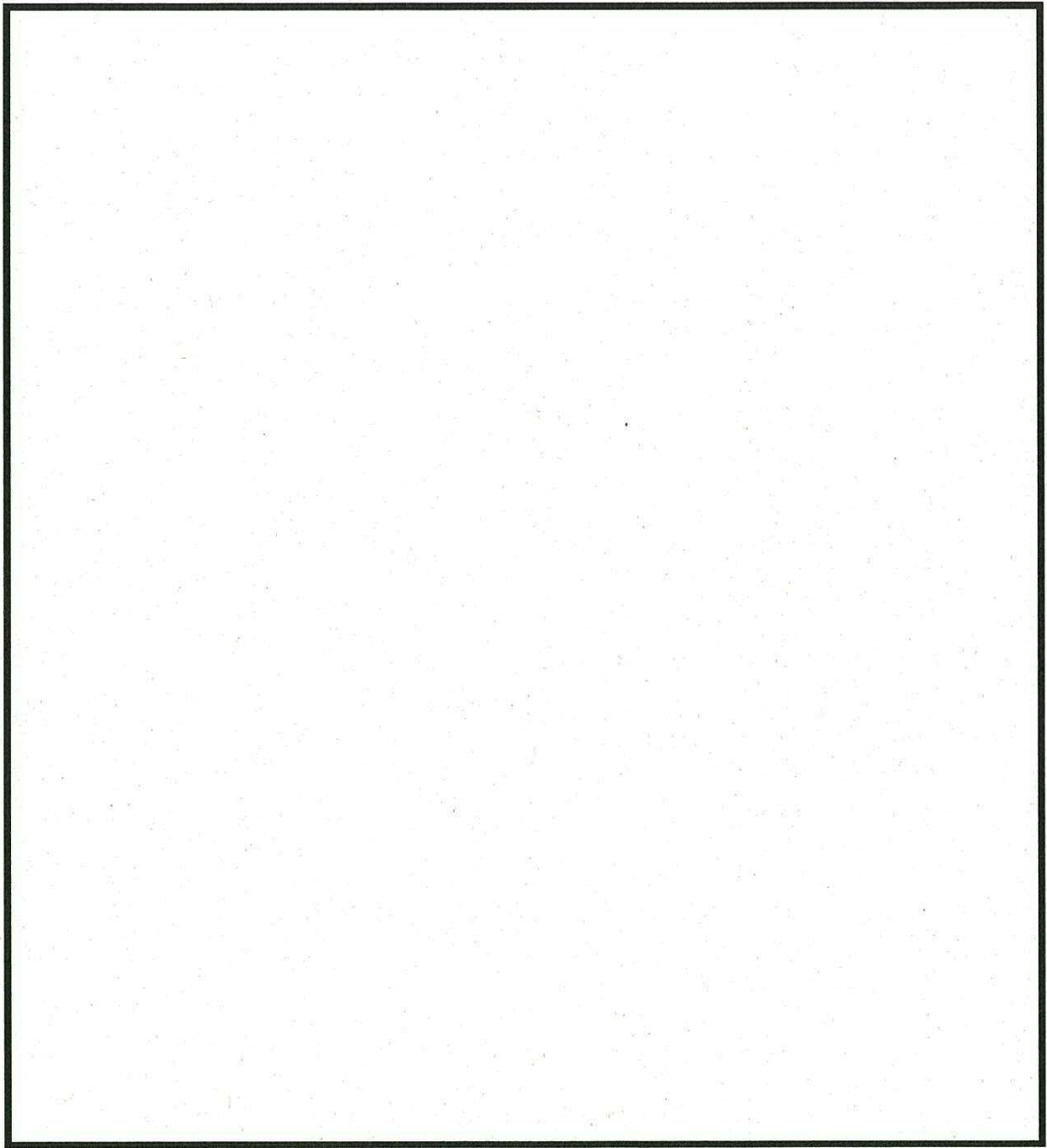


第 1. 12-4 図 放射性物質吸着材の設置位置図

		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)	手順着手判断・指示 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制開始 70分															
放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等 対応要員	3														※防護具着用、保管場所への移動、使用する設備の準備等	

第 1.12-5 図 海洋への放射性物質の拡散抑制 (放射性物質吸着材)

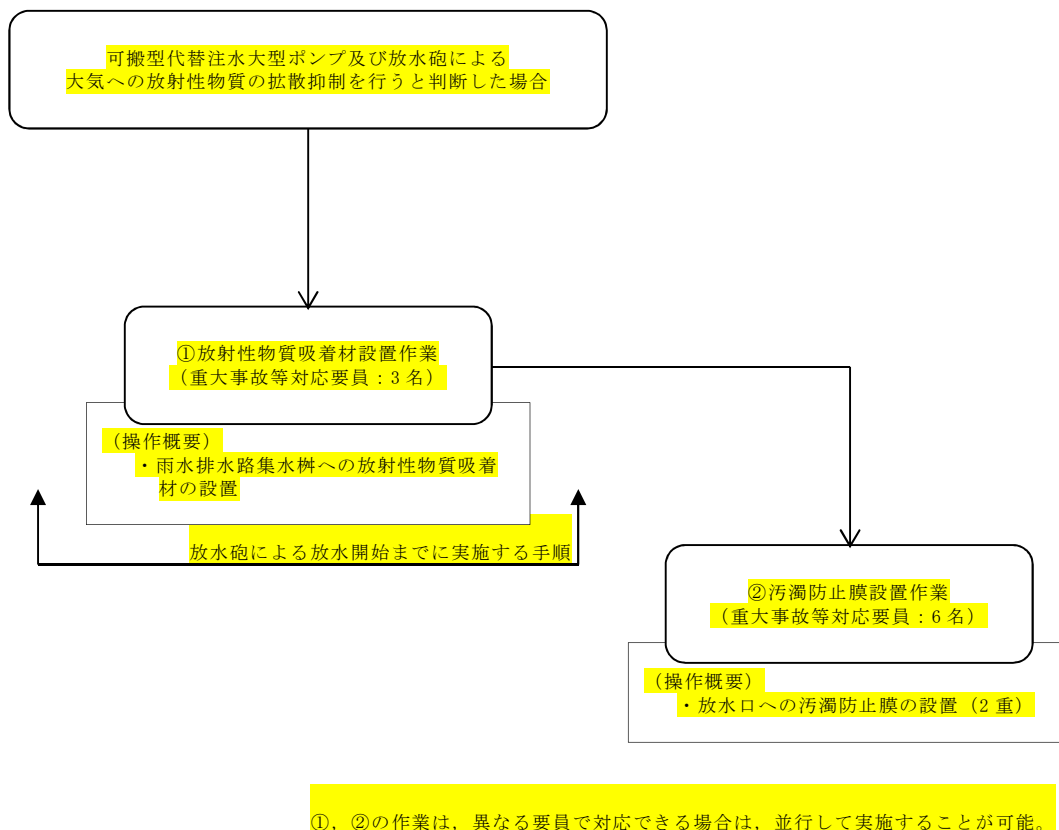
タイムチャート



第 1. 12-6 図 汚濁防止膜の設置位置図

		経過時間 (分)														備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	260	280		300
手順の項目	要員 (数)	手順者手判断・指示															
		汚濁防止膜による海洋への放射 性物質の拡散抑制開始 240分															
汚濁防止膜による海洋への放射 性物質の 拡散抑制	重大事故等 対応要員	6	出動準備(南側保管場所への移動を含む)※1														※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備等 ※2: 防潮堤ゲート解放を含む。
			移動(南側保管場所→放水口)※2														
			設置(1重目)														
			設置(2重目)														

第 1.12-7 図 海洋への放射性物質の拡散抑制 (汚濁防止膜) タイムチャート

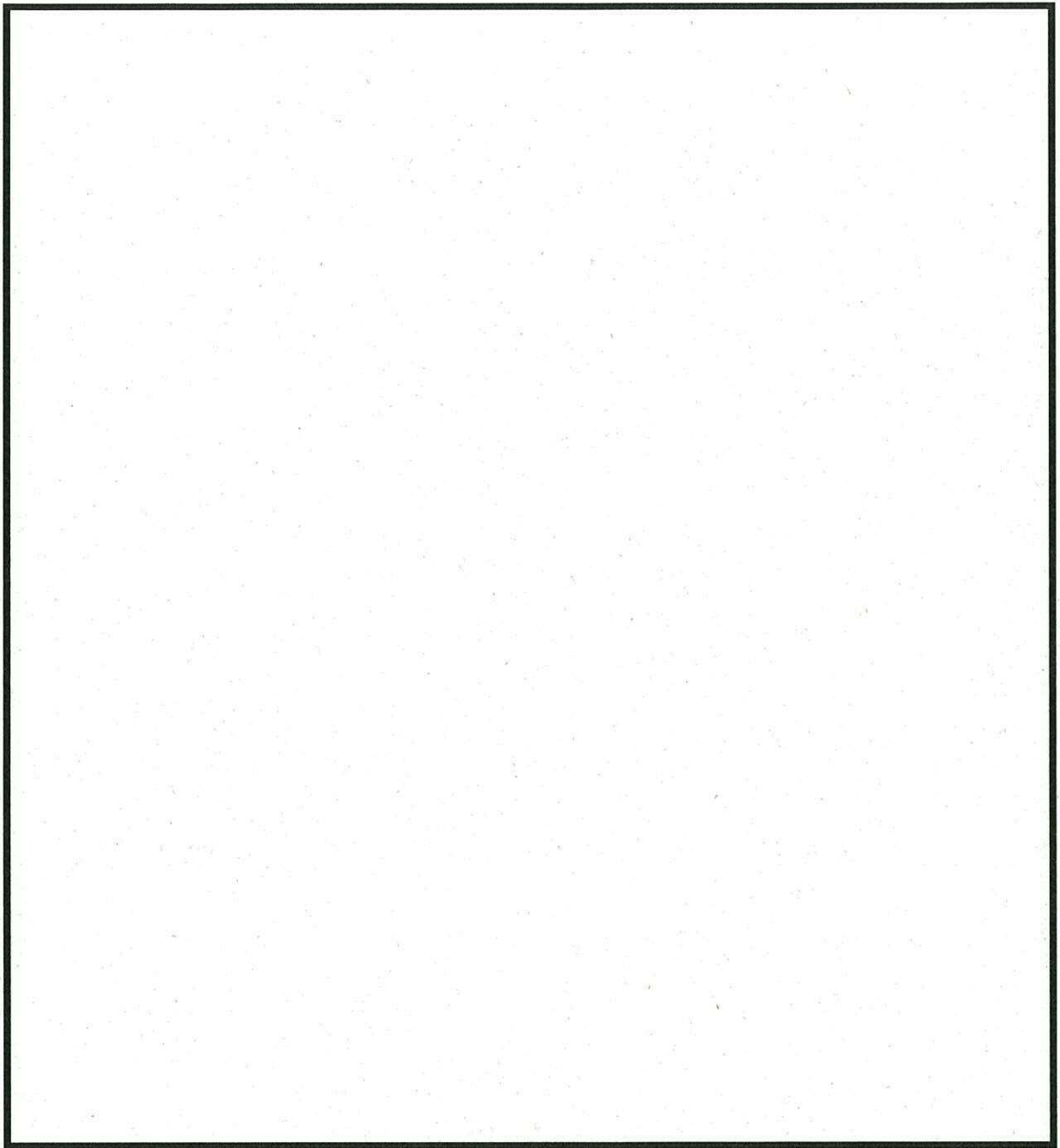


第 1.12-8 図 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

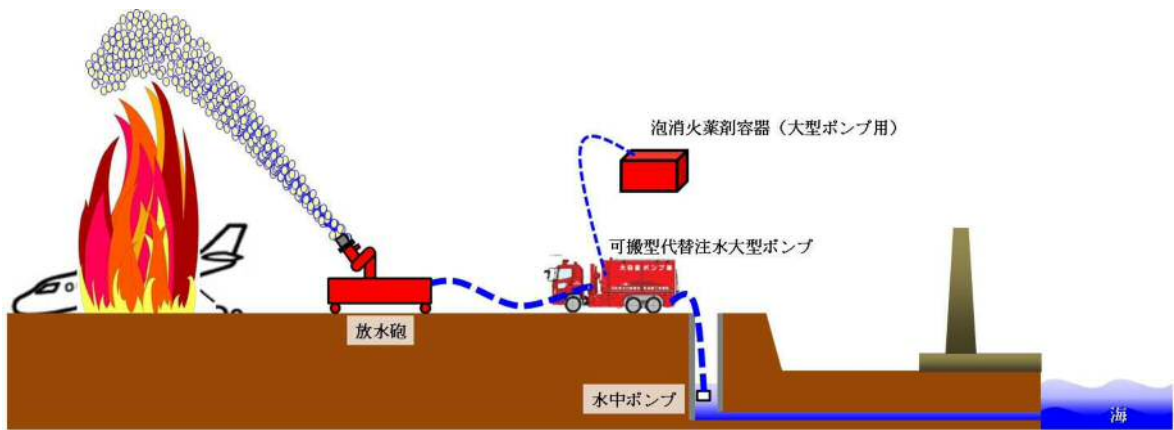




第1.12-9図 初期対応における延焼防止処置概要図



第1. 12-10図 水利の配置図（初期対応における延焼防止処置）

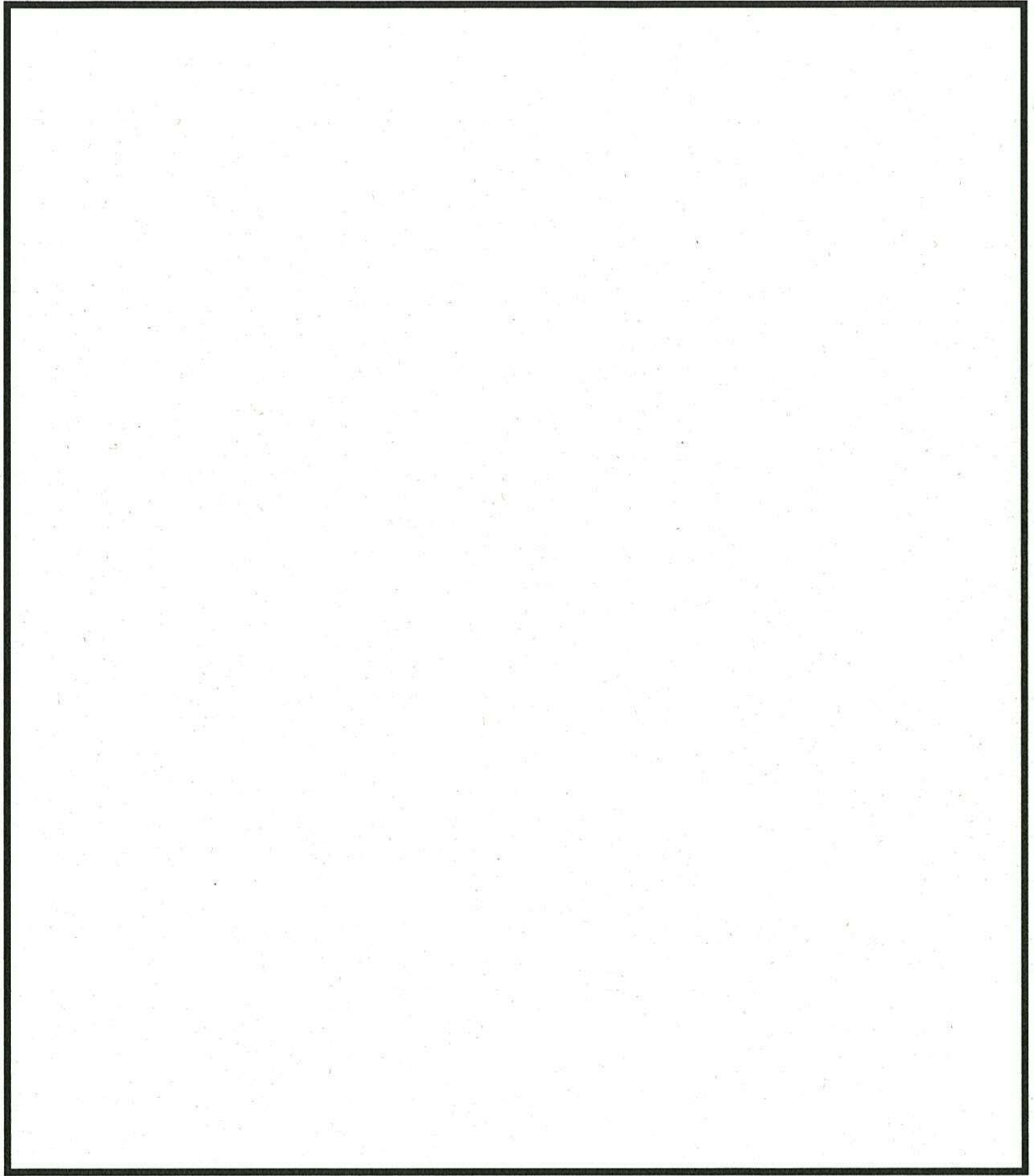


第1.12-11図 航空機燃料火災への泡消火概要図

		経過時間 (分)																		備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	
手順の項目	要員 (数)	手順着手判断・指示																				
		可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び 泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による 泡消火開始 190分																				
可搬型代替注水大型 ポンプ、放水砲及び 泡消火薬剤容器 (大 型ポンプ用) による 泡消火	重大事故等 対応要員	8	出動準備 (南側保管場所への移動を含む) (※1)																		※1:防護具着用, 保 管場所への移 動, 使用する設 備の準備等	
		6	移動 (南側保管場所→S A用海水ピット) (※2)																			
			水中ポンプ設置																			
		2	移動 (南側保管場所→放水砲設置箇所)																		※2:ホース敷設距離 及び移動距離に より作業時間が 異なる。	
			放水砲設置, ホース敷設準備																			
		泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 設置																		廃棄物処理建屋南側 を経由するルートで ホース敷設が200m以 内		
	6	ホース敷設 (※2)																		移動: 5分 ホース敷設: 10分 泡消火開始: 145分		
		ホース接続																		タービン建屋隣を 経由するルートでホ ース敷設が1,000m以 内		
	5	送水準備																		移動: 10分 ホース敷設: 50分 泡消火開始: 190分		
		泡消火開始																				

第1.12-12図 航空機燃料火災への泡消火 (S A用海水ピットを使用)

タイムチャート



第 1. 12-13 図 水利の配置及び航空機燃料火災への泡消火に関するホース敷設  
ルート図 (例)

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(1.12)	番号	設置許可基準規則(55条)	技術基準規則(70条)	番号
<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p><b>【解釈】</b>                      1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定す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><b>【解釈】</b>                      1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制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70条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。	②	a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。	a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。	⑤
b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。	③	b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。	b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。	⑥
		c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。	c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。	⑦
		d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。	d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。	⑧
		e) 海洋へ放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。	e) 海洋へ放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。	⑨

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
大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧	大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	175分	8人	自主対策設備とする理由は本文参照
	ホース	新設			ホース	可搬			
	放水砲	新設			放水砲	可搬			
	S A用海水ピット取水塔	新設			放水ピット	常設			
	海水引込管	新設			燃料補給設備	常設可搬			
	S A用海水ピット	新設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	燃料補給設備	新設	ホース	可搬	185分	8人			
	-	-	-	放水砲			可搬		
	-	-	-	放水路			常設		
	-	-	-	燃料補給設備			常設可搬		
	-	-	-	-			-		
	-	-	-	-			-		
海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材	新設	① ③ ④ ⑨	-	-	-	-	-	-
	汚濁防止膜	新設		-	-	-	-	-	-

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
-	-	-	-	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車	可搬	20分	9名	自主対策設備とする理由は本文参照
					水槽付消防ポンプ自動車	可搬			
					泡消火薬剤容器(消防車用)	可搬			
					消火栓(原水タンク)	常設			
					燃料補給設備	可搬 常設			
				初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車	可搬	20分	9名	自主対策設備とする理由は本文参照
					水槽付消防ポンプ自動車	可搬			
					泡消火薬剤容器(消防車用)	可搬			
					防火水槽	常設			
					燃料補給設備	可搬 常設			



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
航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	①④⑥⑦⑧	航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	175分	8人	自主対策設備とする理由は本文参照
	ホース	新設			ホース	可搬			
	放水砲	新設			放水砲	可搬			
	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	新設			泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	可搬			
	S A用海水ピット取水塔	新設			放水ピット	常設			
	海水引込管	新設			燃料補給設備	常設可搬			
	S A用海水ピット	新設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	燃料補給設備	新設	ホース	可搬					
	—	—	—	航空機燃料火災への泡消火	放水砲	可搬	185分	8人	自主対策設備とする理由は本文参照
	—	—	—		泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	可搬			
	—	—	—		放水路	常設			
	—	—	—		燃料補給設備	常設可搬			
	—	—	—		—	—			

## 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

## 1. 操作概要

放射性物質放出箇所（原子炉建屋の破損口）付近に放水砲を配置するとともに、可搬型代替注水大型ポンプを海水の取水箇所（S A用海水ピット、放水ピット又は放水路）周辺に配備し、水中ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

可搬型代替注水大型ポンプから放水砲まで送水するためのホース等を設置し、接続する。放水砲の噴射ノズルを放射性物質放出箇所に向けて調整した後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行った後に、放水操作により放射性物質放出箇所へ海水をスプレーする。

## 2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺、取水箇所（S A用海水ピット、放水ピット又は放水路）周辺）

## 3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 準備 8 名（重大事故等対応要員）、  
拡散抑制時 4 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間 : 要求はない

所要時間目安 : 190 分（ホース約 1,000m を敷設した場合の時間であり、敷設長さにより変わる）  
（当該設備は、配備未完のため実績時間なし）

#### 4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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。

作業性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に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。

水中ポンプの設置は，クレーン装置により吊り降ろすため容易に設置可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明拡大



水中ポンプ



ホース



ホースの敷設状況



水中ポンプの設置状況



放水砲による放水（直状放射）



放水砲による放水（噴霧放射）



仰角 60° での放水状況（直状放射、ジブクレーン高さ：約 30m）



直状放射した際の到達点での状態

## 放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

## 1. はじめに

「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」のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、ホース敷設時間により、短いケースで145分、長いケースで190分での対応を想定している。

以下にその詳細を説明する。

## (1) 全体の作業時間について

図1に可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制のタイムチャートを示す。

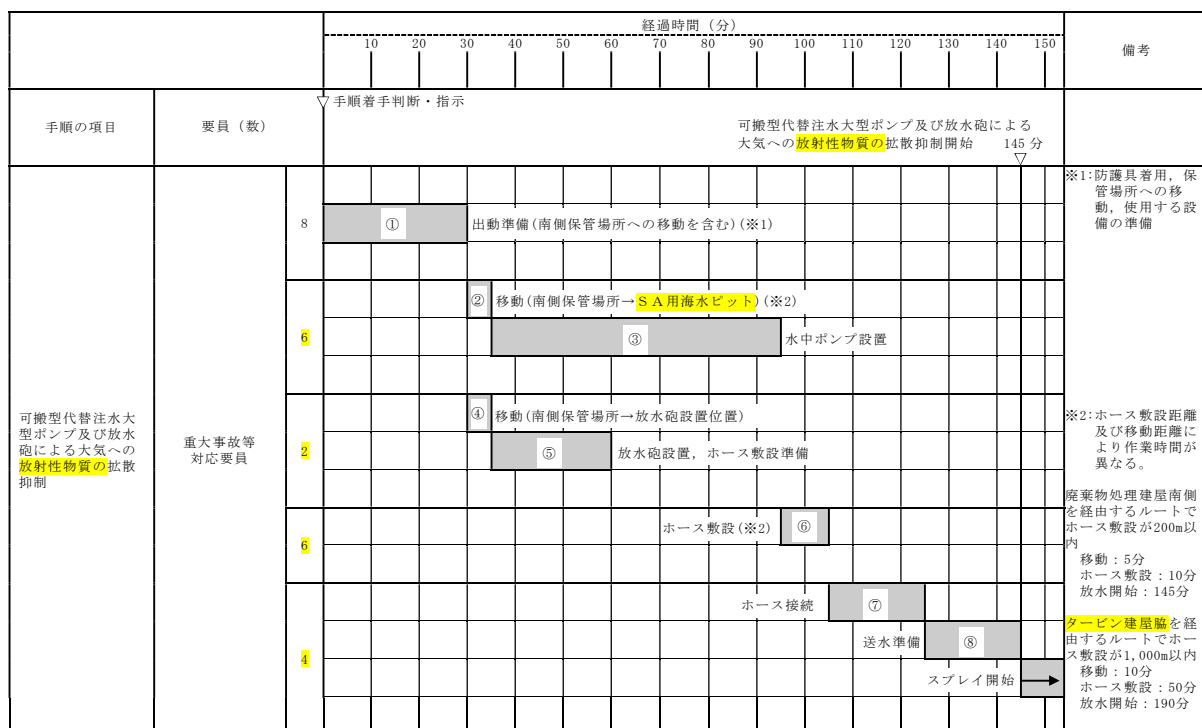


図1 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート (145分ケース)

図1に示す作業の想定時間は表1のとおりである。

表 1 個別作業の概要及び想定時間

(ホース敷設距離を最短ルートである 200m<sup>\*</sup>とした場合)

	作業名	想定時間	備考
①	出動準備	30 分	a. 防護具着用：13 分（訓練実績） b. 緊急時対策所から南側保管場所までの移動距離は約 300m で、徒歩での移動速度を 4km/h と想定している。 $0.3\text{km} \div 4\text{km/h} = 4.5\text{分} \div 5\text{分}$ c. 車両使用前点検：10 分（想定） $a+b+c=28\text{分} \div 30\text{分}$
②	移動	5 分	南側保管場所から廃棄物処理建屋南側を經由して取水箇所（SA用海水ピット）までの移動距離は約 700m で、車両の移動速度は 10km/h と想定している。 $0.7\text{km} \div 10\text{km/h} = 4.2\text{分} \div 5\text{分}$ 移動する車両は 2 台 ・可搬型代替注水大型ポンプ：1 台 ・大型ポンプ用送水ホース運搬車：1 台
③	水中ポンプ設置	60 分 (6 名)	6 名の作業内容 図 2 水中ポンプ設置のタイムチャート参照
④	移動	5 分	南側保管場所から放水砲設置位置（原子炉建屋南側）までの移動距離は約 500m で、車両の移動速度は 10km/h と想定している。 $0.5\text{km} \div 10\text{km/h} = 3\text{分} \div 5\text{分}$ 移動する車両は 1 台 ・放水砲／泡消火薬剤運搬車：1 台
⑤	放水砲設置， ホース敷設準備	25 分 (2 名)	a. 放水砲設置：5 分（訓練実績） b. 放水砲設置位置から取水箇所までの移動距離は約 200m で、車両の移動速度は 10km/h と想定している。 $0.2\text{km} \div 10\text{km/h} = 1.2\text{分} \div 5\text{分}$ c. ホース敷設準備：5 分（訓練実績） $a+b+c=15\text{分}$ a, c の作業については過度な気象条件下での作業効率低下（20%）をそれぞれ考慮し $a' : 5\text{分} \times 1.2 = 6\text{分} \div 10\text{分}$ $c' : 5\text{分} \times 1.2 = 6\text{分} \div 10\text{分}$ よって、 $a' + b + c' = 25\text{分}$
⑥	ホース敷設	10 分 (6 名) [200m 分]	6 名の内訳 ・指揮者：1 名 ・ホース運搬車両運転：1 名 ・ホース敷設：4 名（ホースの敷設状況（ねじれ等のないこと等）の確認・調整） ホース敷設の訓練実績：100m/5 分 身体的に負担の掛かる作業ではないため、過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 $200\text{m} \div (100\text{m} / 5\text{分}) = 10\text{分}$
⑦	ホース接続	20 分 (4 名)	ホース接続の訓練実績：15 分 過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し、 $15\text{分} \times 1.2 = 18\text{分} \div 20\text{分}$
⑧	送水準備	20 分 (4 名)	訓練実績より a. ホース接続確認：10 分 b. ホース水張り：10 分 身体的に負担の掛かる作業ではないため、過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 $a+b=20\text{分}$

※：最短ルート（200m）は、水源を SA 用海水ピット、放水砲設置位置を原子炉建屋南側エリアとし、廃棄物処理建屋南側を經由した場合の敷設距離



項目		対応要員	経過時間 (分)						
			10	20	30	40	50	60	
水中ポンプ設置	ポンプ車の準備 (取水ホース用意, 吸込側ホース架台設置, クレーン準備等) (※1)	A, B, C, D, E, F	■						
	水中ポンプ引出 (1 個目) (※2)	A, B, C		■					
	S A用海水ピット蓋開放 (1 個目)	D, E, F		■					
	水中ポンプ投入 (1 個目) (※3)	A, B, C, D, E, F			■				
	水中ポンプ引出 (2 個目) (※2)	A, B, C				■			
	S A用海水ピット蓋開放 (2 個目)	D, E, F				■			
	水中ポンプ投入 (2 個目) (※3)	A, B, C, D, E, F					■		

※1：ポンプ車の準備：5分（訓練実績）

過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し、5分×1.2=6分≒10分

※2：水中ポンプ引出：10分（訓練実績）

過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し、10分×1.2=12分≒15分

※3：水中ポンプ投入：5分（訓練実績）

過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し、5分×1.2=6分≒10分

よって、水中ポンプ設置作業は、訓練実績では5分+10分+5分+10分+5分=35分で実施可能であるが、過度な気象条件下での作業効率低下を考慮し、保守的に、60分と想定している。

図2 水中ポンプ設置のタイムチャート

以上のとおり作業時間を想定しており、表1に示す①～⑧作業（④，⑤は除く※）の合計145分と想定している。

※：④と⑤の作業は、図1のとおり、②と③の作業と並行で実施するため合計時間に影響しない。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、敷設するホースの長さにより作業時間が145分～190分となる。

この点について以下に説明する。

ホースは運搬車両1台につき、600m分積載することができる。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制では、このホースを2条引きにして敷設することから、運搬車両1台分で300mのホース敷設ができる。

ホース敷設に要する時間は、今までの訓練実績より、100m分の敷設に5分の作業時間を想定している。

防潮堤内の海水取水箇所から原子炉建屋周辺の放水砲設置位置までのホース敷設距離は、複数ルートを想定すると約200m～約1,000mであり、ホース敷設に要する時間は10分（200m以内）から50分（1,000m以内）となる。

（図3参照）

ホース敷設ルートは、そのときの現場の状況で敷設に支障がない場合は、敷設時間が短くなるルートを選択することとしており、実際に要する時間としては145分が基本ケースとなる。

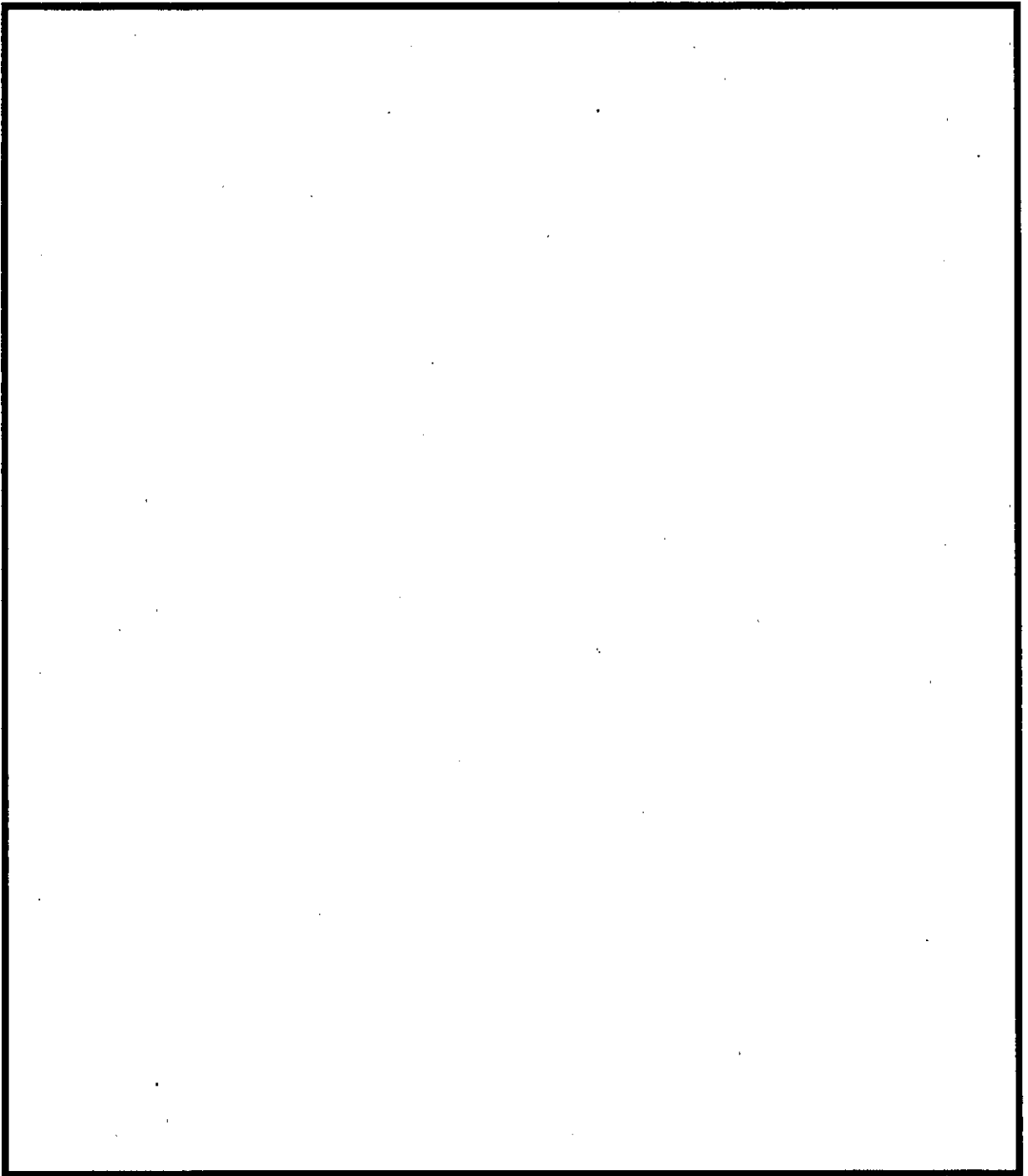


図 3 海水取水箇所と放水砲設置位置間のホース敷設ルート

具体的には、ホース敷設距離が長い場合（約 1,000m の場合）、全体の作業時間は 190 分となる。（図 4）

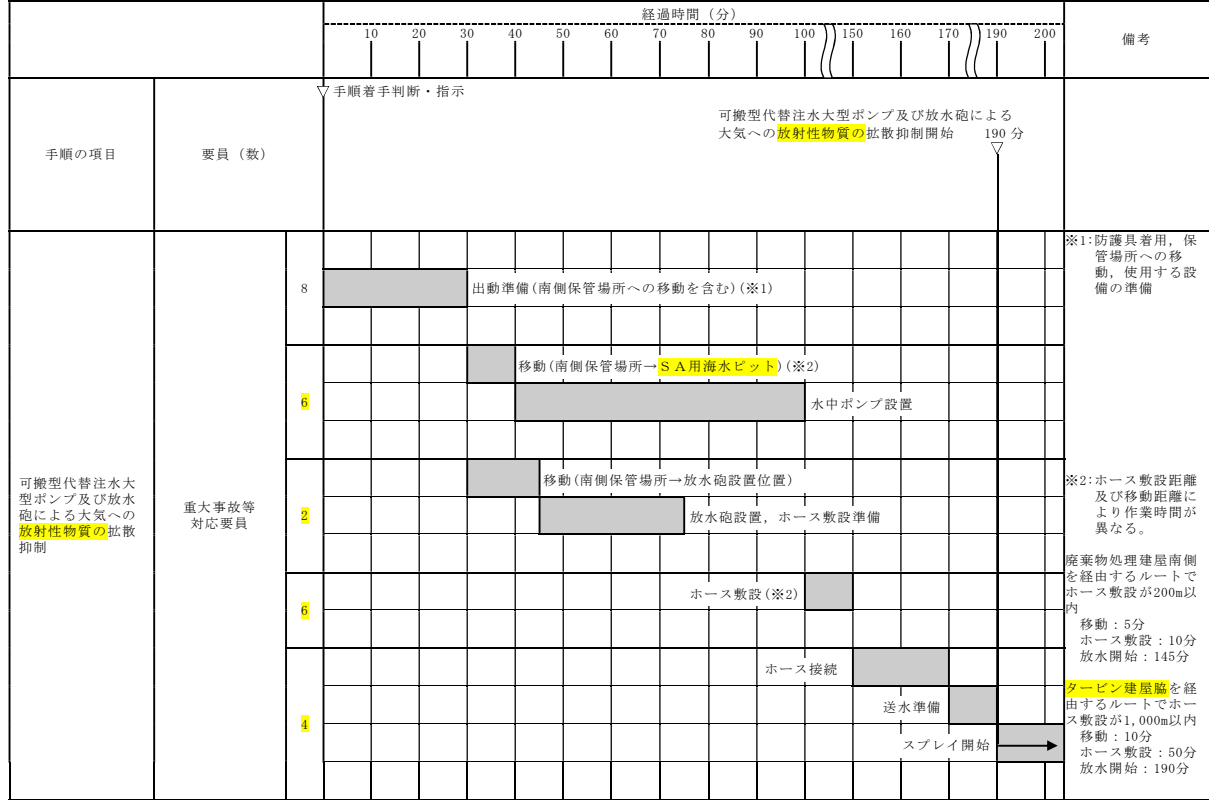


図 4 タイムチャート（ホース敷設距離が約 1,000m のケース）

※第 1.12-2 図と同じタイムチャートである。

(2) 今後の作業時間短縮に向けた取り組みについて

現在は本作業にかかる時間を 145 分としているが、今後も

- ・実設備での訓練の習熟による作業時間の短縮
- ・水中ポンプの現場での実証。(東海港で類似のポンプを利用した訓練を繰り返しているが、S A用海水ピットへの設置を想定した場合、水中ポンプ投入箇所の全周に要員を配置できることから、作業効率が上がり、時間短縮が期待できる。)
- ・ホース接続工具の見直し(汎用工具から専用工具へ見直し)によるホース接続時間の短縮。

など、訓練や運用の改善を今後も行うことで作業時間全体の短縮に向けた取り組みを行っていく。

(3) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の作業時間と成立性について

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質拡散抑制の手順は、有効性評価で想定する作業がないことから有効性評価への影響はない。

また、「技術的能力 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」の準備手順着手の判断基準として、「炉心損傷を判断<sup>※1</sup>した場合において、原子炉注水を高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合。」としていることから、放射性物質拡散抑制開始に余裕をもって準備に着手する手順としている。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上とな

った場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器表面温度で300℃以上を確認した場合。

## 放水砲の設置位置及び使用方法等について

## 1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

## (1) 放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への消火活動の具体的な対応例

## a. 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は、放水砲を使用する。

- ・格納容器への注水及びスプレーが低圧代替注水系格納容器スプレー流量、代替循環冷却系格納容器スプレー流量等により確認できず、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され、格納容器の破損のおそれがあると判断した場合。
- ・原子炉建屋天井付近の水素濃度が3.0%を超えていることにより原子炉建屋トップベントを開放する場合。
- ・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレーができない場合。
- ・プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合。
- ・航空機燃料火災が発生した場合。

## b. 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として、大気への放射性物質の拡散抑制の場合はあるかじめ設置位置候補を複数想定しているが、現場からの情報（風向

き、損傷位置（高さ、方位）等を勘案し、災害対策本部長が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対応要員へ指示する。

また、消火活動の場合は、火災の状況（アクセスルート含む）等を勘案し、設置位置を確保したうえで、適切な位置から放水する。

c. 放水砲の設置位置と原子炉建屋（格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋中心から約 80m の範囲内に放水砲を仰角 60° 以上（泡消火放水の場合は、原子炉建屋中心から約 50m の範囲内に放水砲を仰角 70° 以上）で設置すれば、原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができることから、格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの敷設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数の敷設ルートを確保し、複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

なお、**大気への**放射性物質の拡散抑制の場合は、放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路を通して海へ流れることを想定し、放射性物質吸着材及び汚濁防止膜を設置することにより海洋への**放射性物質の**拡散抑制を行う。



2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合

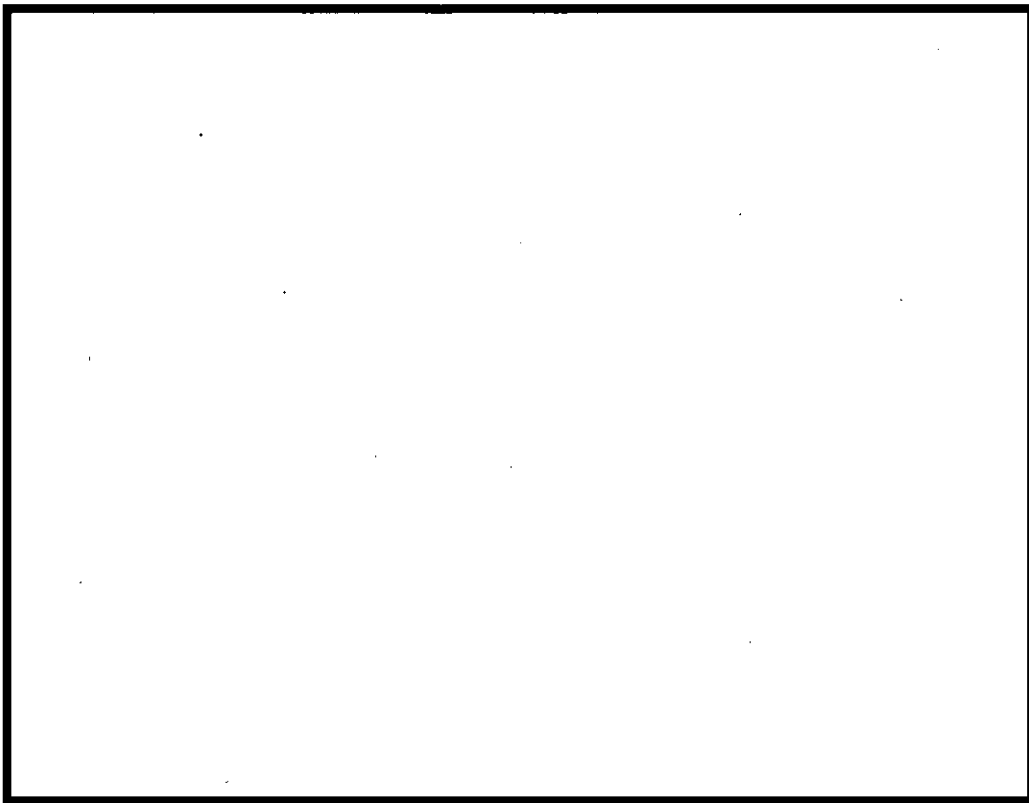
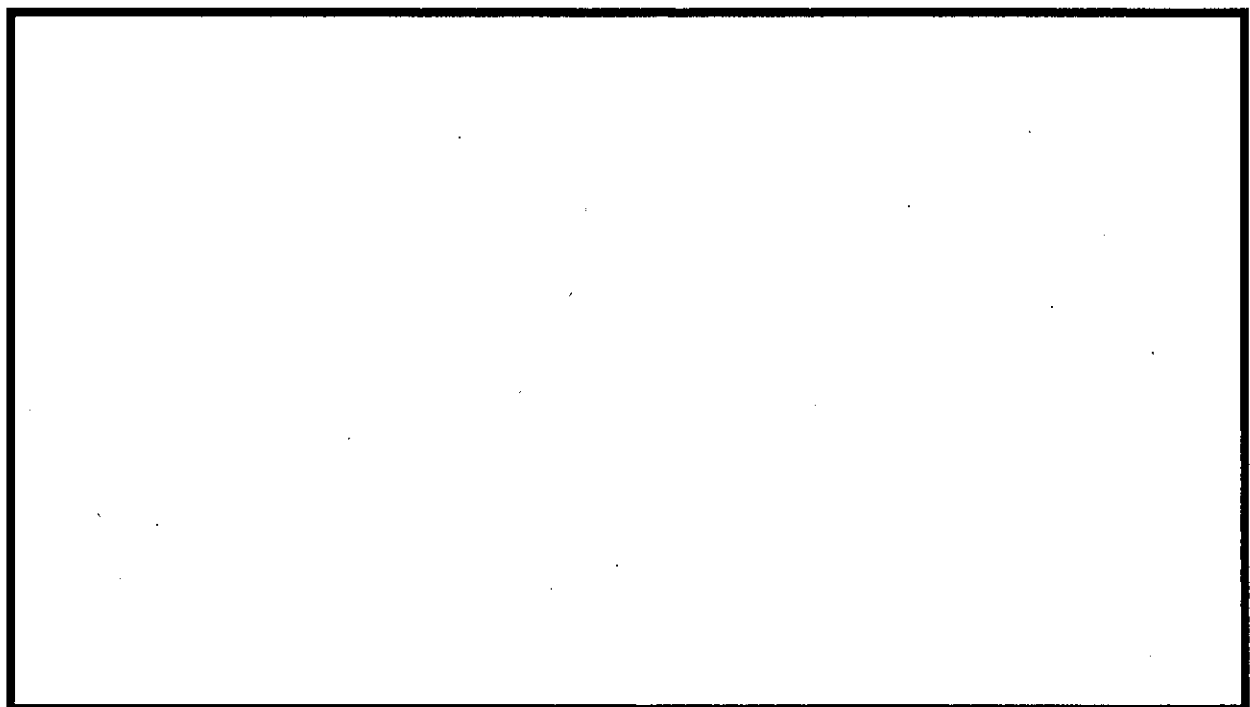


図1 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）



(2) 泡消火放水（航空機燃料火災）の場合

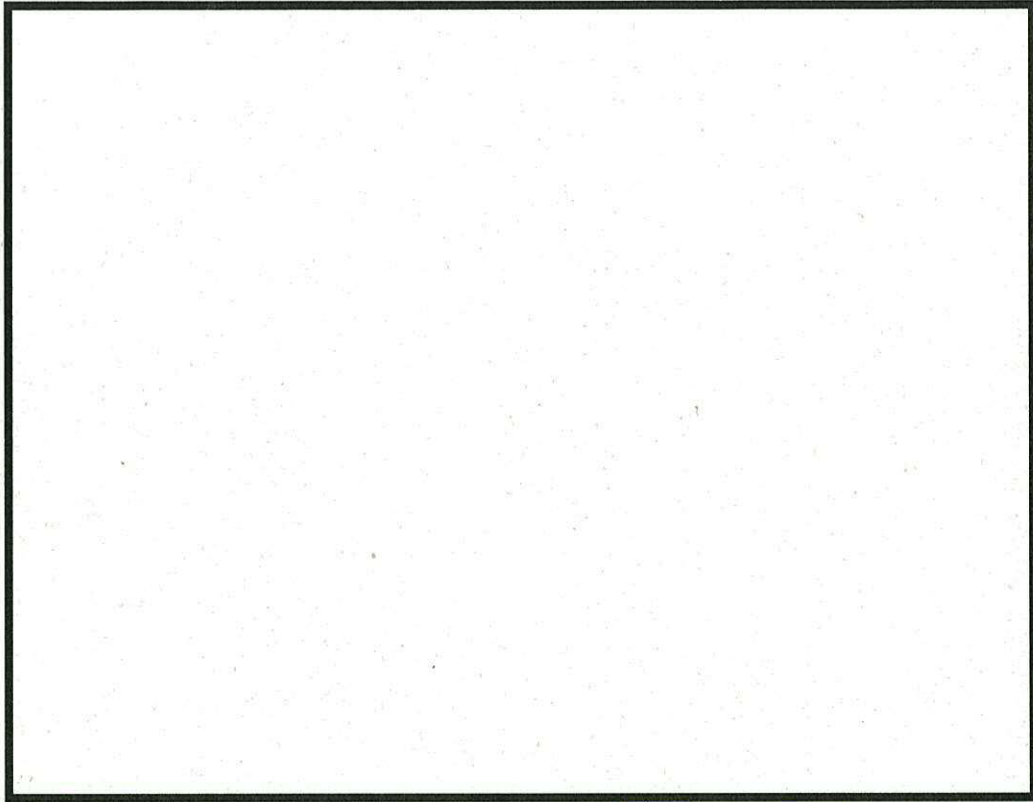
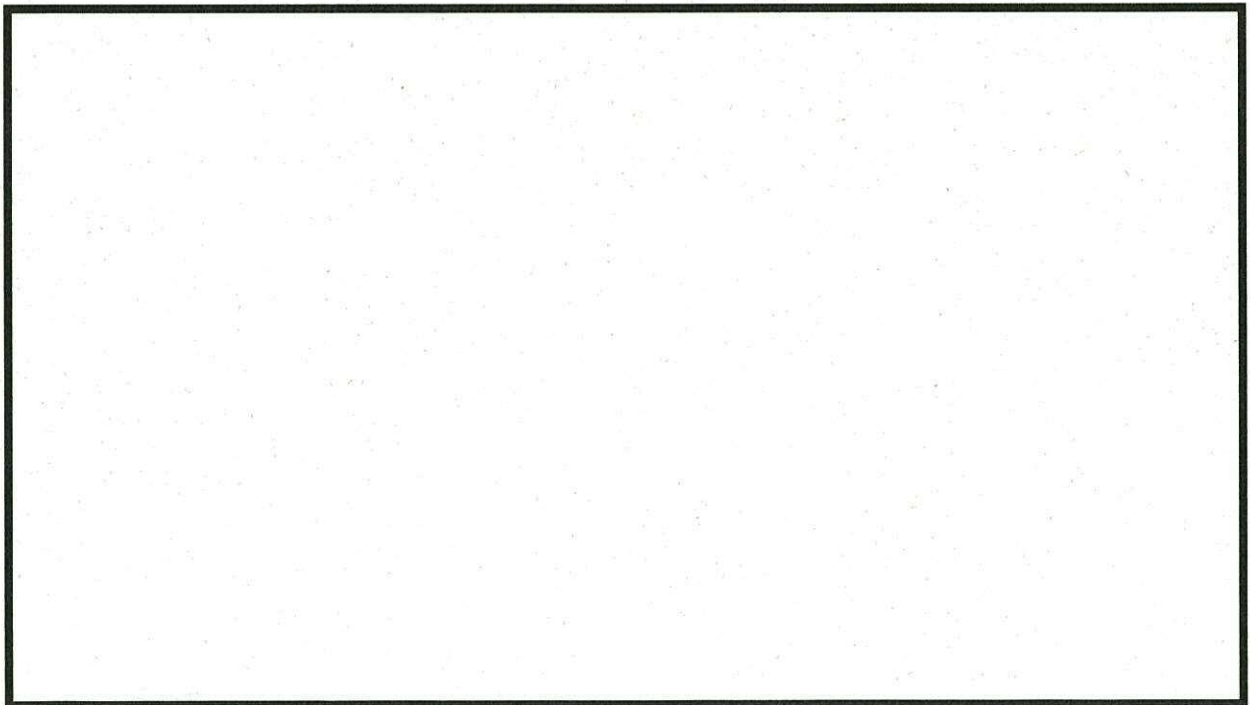


図 2 射程と射高の関係（泡消火放水（航空機燃料火災）の場合）



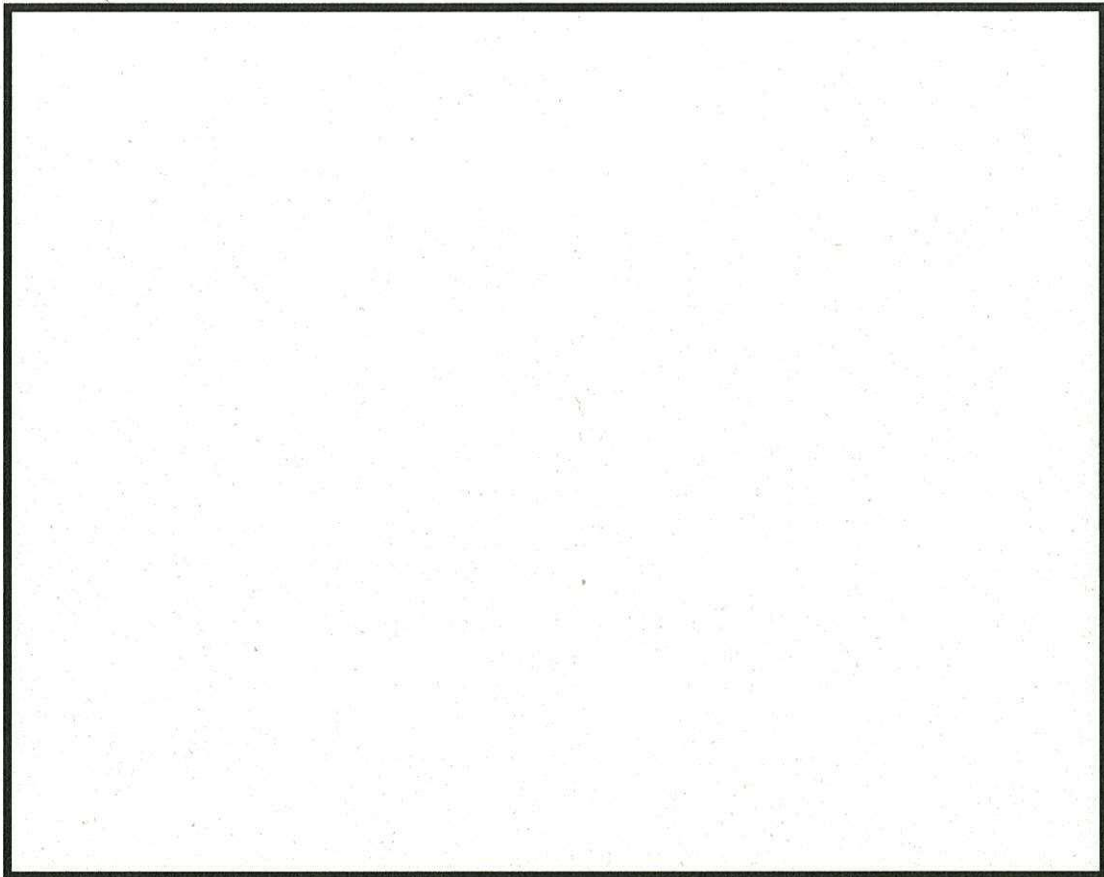


図 3 放水砲設置位置

### 3. 放水砲の放射方法について

放水砲の放射方法としては、直状放射から噴霧放射への切替えが可能であり、噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの、より細かい水滴径が期待できる。

放射性プルーム放出時には、放水砲により放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが、微粒子状の放射性物質の粒子径は、 $0.1\mu\text{m}\sim 0.5\mu\text{m}$ と考えられ、この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は、水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径  $0.3\text{mm}\phi$  前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり、噴霧放射を活用することで、その衝突作用に期待できる。また、水滴と微粒子の相対速

度を大きくし、水の流量を大きくすることで、除去効果の増大が期待できる。

従って、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

- (1) 原子炉建屋（格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

原子炉建屋損壊部に向けて放水し、噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。

- (2) 原子炉建屋（格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお、直状放射でしか届かない場合においても、到達点では霧状になっていることから（図 4 参照）、放射性物質の除去に期待できる。



全景



到達点での状態

図 4 直状放射による放水（放水訓練）

## 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

## 1. 操作概要

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制を行う際、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置する。放射性物質吸着材は、放射性物質を含む汚染水が流れ込む雨水排水路集水柵に設置する。

## 2. 作業場所

屋外（放射性物質吸着材保管場所及び雨水排水路集水柵）

## 3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 3名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間 : 要求はない

所要時間目安 : 70分

（当該設備は、配備未完のため実績時間なし）

## 4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。

また、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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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。

作業性：放射性物質吸着材の運搬，積み降ろし作業には汚濁防止膜／放射性物質吸着材運搬車を使用することで，重量物である放射性物質吸着材を効率的に運搬できる。

放射性物質吸着材の設置は，汚濁防止膜／放射性物質吸着材運搬車のクレーン装置により雨水排水路集水桝に吊り下ろすため容易に設置可能。

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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

## 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

## 1. 操作概要

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制を行う際、放射性物質を含む汚染水が流出する放水口に、汚濁防止膜を2重に設置する。

## 2. 作業場所

屋外（汚濁防止膜保管場所及び放水口）

## 3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 6名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安 : 240分（2重）

（当該設備は、配備未完のため実績時間なし）

## 4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。

また、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、綿手袋、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，ヘッドライト及びLED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。

作業性：汚濁防止膜の運搬，積み降ろし作業には汚濁防止膜／放射性物質吸着材運搬車を使用することで，重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬できる。

汚濁防止膜の組み立ては，接続金具（シャックル）及び接続ロープ等を使用する作業であり，容易に連結可能である。また，汚濁防止膜設置も陸上から人力による牽引で展開する容易な作業である。

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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

## 1. 操作概要

航空機燃料火災状況を確認し、安全距離を確保した場所に化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）を配置し、取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）から吸水する。続いて化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を起動し、初期対応における延焼防止処置を実施する。

## 2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺、取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）周辺）

## 3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 9名（自衛消防隊）

所要時間目安 : 20分

## 4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLED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。

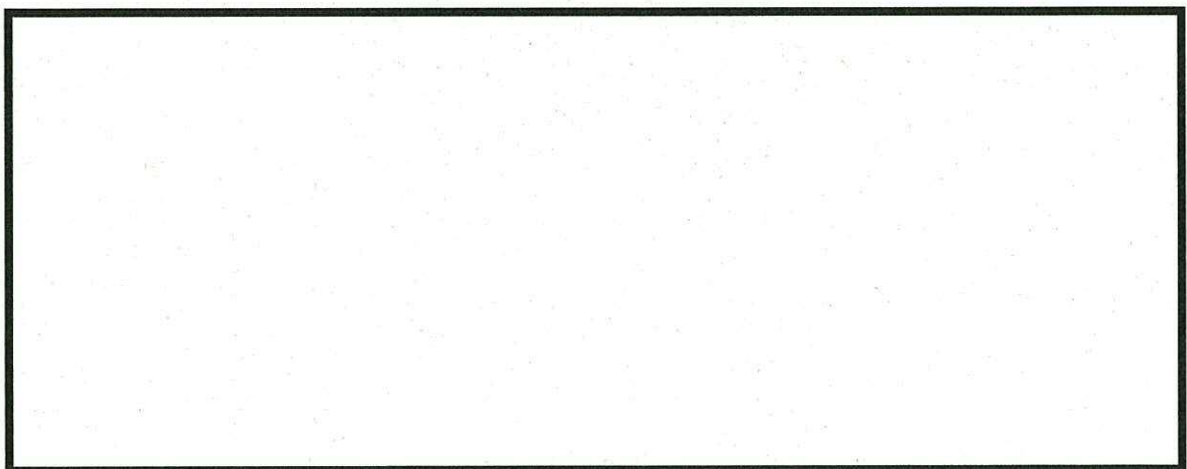
**作業性**：消防車からのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に操作可能である。

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**：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



化学消防自動車



射程と射高の関係

## 可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

### 1. 操作概要

航空機燃料火災に対する泡消火を行える場所に放水砲を配置するとともに，可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（SA用海水ピット，放水ピット又は放水路）周辺に配備し，水中ポンプにホースを取り付け海水取水箇所（SA用海水ピット，放水ピット又は放水路）へ設置する。

泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を可搬型代替注水大型ポンプに接続し，可搬型代替注水大型ポンプから放水砲まで送水するためのホース等を設置し，接続する。可搬型代替注水大型ポンプの水中ポンプを起動し，海水取水箇所（SA用海水ピット，放水ピット又は放水路）から可搬型代替注水大型ポンプに送水する。続いて可搬型代替注水大型ポンプを起動し，放水砲へ送水し放水砲操作により火災発生場所へ向けて泡消火を開始する。

### 2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，海水取水箇所（SA用海水ピット，放水ピット又は放水路）周辺）

### 3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安 : 190分（ホース約1,000mを敷設した場合の時間であり，敷設長さによって変わる）

(当該設備は、**配備**未完のため実績時間なし)

#### 4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLED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。

**作業性**：可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に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：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等	(1) 大気への放射性物質の拡散抑制	原子炉注水を高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合	-
		使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール注水を使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール監視カメラ等により確認していない場合	-
		大型航空機の衝突など、原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合	-

1.12-71

添付資料 1.12.9

操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等	(1) 大気への放射性物質の拡散抑制	格納容器への注水及びスプレイが低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等により確認できず、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され、格納容器の破損のおそれがある場合	-
		原子炉建屋天井付近の水素濃度が3.0%を超えていることにより原子炉建屋トップベントを開放する場合	-

1.12-72

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等	(1) 大気への放射性物質の拡散抑制	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレイができない場合	-
		モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合	原子炉建屋からの放射性物質の漏えいが懸念される。

## 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

### 目 次

#### 1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 水源を利用した対応手段及び設備

(a) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段及び設備

(b) サプレッション・プールを水源とした対応手段及び設備

(c) 淡水貯水池を水源とした対応手段及び設備

(d) ろ過水貯蔵タンク、多目的タンクを水源とした対応手段及び設備

(e) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

(f) 淡水タンクを水源とした対応手段及び設備

(g) 海を水源とした対応手段及び設備

(h) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備

(a) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段及び設備

(b) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手段及び設備

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### c. 水源の切替え

(a) 淡水から海水への切替え

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### d. 手順等

#### 1.13.2 重大事故等発生時の手順

##### 1.13.2.1 水源を利用した対応手順



(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

b. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却

c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水

d. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水

e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却

d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

e. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水

f. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水

g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順

a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水

b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

c. サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却

d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の

## 冷却

### (4) 淡水貯水池を水源とした対応手順

- a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- b. 淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- c. 淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却
- d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給
- e. 淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水
- f. 淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水
- g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

### (5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク水源とした対応手順

- a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却
- c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水
- d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

### (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

- a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水
- b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- c. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却
- d. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水

e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

(8) 海を水源とした対応手順

a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水

c. 海を水源とした格納容器内の冷却

d. 海を水源とした格納容器下部への注水

e. 海を水源とした格納容器頂部への注水

f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

j. 海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替海水送水

k. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱

(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段

a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手段

a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 (淡水/海水)

### 1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順

#### (1) 淡水から海水への切替え

1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

1.13.2.5 重大事故等発生時の対応手段の選択

添付資料 1.13.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.13.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.13.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張設備含む) 及び自主対策設備仕様

添付資料 1.13.4 重大事故対策の成立性

1. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
2. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
3. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
4. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給
5. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給
6. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

添付資料 1.13.5 水源から必要な箇所への給水経路

添付資料 1.13.6 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧

添付資料 1.13.7 手順のリンク先について

### 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

#### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

#### 【解釈】

- 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
  - b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
  - c) 海を水源として利用できること。
  - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
  - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
  - f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は、サプレッション・プールである。重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な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。

### 1.13.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サブプレッション・プールを設置する。

格納容器内の冷却が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サブプレッション・プールを設置する。

これらの設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は、その機能を代替するために、各水源が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.13-1図）。

また、原子炉圧力容器へのほう酸水注入、フィルタ装置スクラビング水補給、代替循環冷却系による除熱、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが必要な場合の対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備

が網羅されていることを確認するとともに、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 1.13.1, 1.13.2, 1.13.3)

## (2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、サプレッション・プールの故障を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.13-1 表に整理する。

### a. 水源を利用した対応手段及び設備

#### (a) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要となる水源として代替淡水貯槽を利用する。

重大事故等発生時において、サプレッション・プールを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

また、代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給を行う手段がある。



代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に  
ける原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

i. 低圧代替注水系（常設）

- ・代替淡水貯槽
- ・常設低圧代替注水系ポンプ

ii. 低圧代替注水系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・燃料補給設備

代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下  
のとおり。

i. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

- ・代替淡水貯槽
- ・常設低圧代替注水系ポンプ

ii. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・燃料補給設備

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用

する設備は以下のとおり。

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・フィルタ装置補給水ライン配管・弁
- ・フィルタ装置
- ・燃料補給設備

代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- i. 格納容器下部注水系（常設）
  - ・代替淡水貯槽
  - ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ii. 格納容器下部注水系（可搬型）
  - ・代替淡水貯槽
  - ・可搬型代替注水大型ポンプ
  - ・ホース
  - ・低圧代替注水系配管・弁
  - ・燃料補給設備

代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- i. 格納容器頂部注水系（常設）
  - ・代替淡水貯槽
  - ・（常設低圧代替注水系ポンプ）

ii. 格納容器頂部注水系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・燃料補給設備

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

i. 代替燃料プール注水系（常設）

- ・代替淡水貯槽
- ・常設低圧代替注水系ポンプ

ii. 代替燃料プール注水系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・可搬型スプレーノズル
- ・燃料補給設備

なお、上記代替淡水貯槽を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を代替淡水貯槽へ供給することにより、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を補給することが可能である。ただし、フィルタ装置スクラビング水補給は淡水のみを利用する。

(b) サプレッション・プールを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源としてサプレッション・プールを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉圧力容器及び格納容器内の除熱を行う手段がある。

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ サプレッション・プール
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ

サプレッション・プールを水源とした格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ

- ・原子炉圧力容器

サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・サプレッション・プール
- ・代替循環冷却系ポンプ

(c) 淡水貯水池を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として淡水貯水池を利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プール及び代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、フィルタ装置スクラビング水補給、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池A
- ・淡水貯水池B
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・燃料補給設備

淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下の

とおり。

- ・淡水貯水池 A
- ・淡水貯水池 B
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・燃料補給設備

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池 A
- ・淡水貯水池 B
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・フィルタ装置補給水ライン配管・弁
- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・燃料補給設備

淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池 A
- ・淡水貯水池 B
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁

- ・燃料補給設備

淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池 A
- ・淡水貯水池 B
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・燃料補給設備

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池 A
- ・淡水貯水池 B
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・可搬型スプレーノズル
- ・燃料補給設備

なお、上記淡水貯水池を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を淡水貯水池へ供給することにより、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を補給することが可能である。ただし、フィルタ装置スクラビング水補給は淡水のみを利用する。

(d) ろ過水貯蔵タンク，多目的タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源としてろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを利用する。

重大事故等時において，サプレッション・プール及び代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。



- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

(e) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要となる水源として復水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プール及び代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵タンク
- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ

- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ 制御棒駆動水圧系ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に  
おける原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水移送ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以  
下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水移送ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水で使用する設備  
は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水移送ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する  
設備は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水移送ポンプ

(f) 淡水タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として淡水タンクを利用する。

重大事故等時において、フィルタ装置スクラビング水に補給を行う手段がある。

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水タンク※<sup>1</sup>
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・多目的タンク配管・弁
- ・フィルタ装置補給水ライン配管・弁
- ・フィルタ装置
- ・燃料補給設備

※<sup>1</sup> 淡水タンク：多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

#### (g) 海を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として海を利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プール及び代替淡水貯槽を水源として利用できない場合には、海を水源として可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

また、重大事故等が発生した場合は、海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への放射物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火、非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含

む) 発電機用海水系への代替海水送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱を行う手段がある。

海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・S A用海水ピット取水塔
- ・海水引込管
- ・S A用海水ピット
- ・燃料補給設備

海を水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・S A用海水ピット取水塔
- ・海水引込管
- ・S A用海水ピット
- ・燃料補給設備

海を水源とした格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・S A用海水ピット取水塔
- ・海水引込管
- ・S A用海水ピット
- ・燃料補給設備

海を水源とした格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・S A用海水ピット取水塔
- ・海水引込管
- ・S A用海水ピット
- ・燃料補給設備

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・可搬型スプレーノズル
- ・S A用海水ピット取水塔
- ・海水引込管

- ・ S A用海水ピット
- ・ 燃料補給設備

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送で使用する設備は以下のとおり。

i . 緊急用海水系

- ・ 緊急用海水ポンプ

ii . 代替残留熱除去系海水系

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ,
- ・ ホース
- ・ 代替残留熱除去系海水系配管・弁
- ・ S A用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ S A用海水ピット
- ・ 燃料補給設備

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ S A用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ S A用海水ピット
- ・ 燃料補給設備

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）
- ・ SA用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ SA用海水ピット
- ・ 燃料補給設備

海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替海水送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ D/G 2C海水系配管・弁
- ・ D/G 2D海水系配管・弁
- ・ HPCS D/G海水系配管・弁
- ・ SA用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ SA用海水ピット
- ・ 燃料補給設備

海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・緊急用海水ポンプ

(h) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源としてほう酸水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等が発生した場合は、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手段がある。

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入ポンプ

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記水源のうち、代替淡水貯槽、サブプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクは、重大事故等対処設備として位置付ける。

淡水貯水池 2 基は本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水水源（措置）として位置付ける。また、自主対策設備の代替淡水源として淡水タンクを位置付ける。

また、水源を利用した対応手段で使用する設備の整理については、各条文の整理と同様である。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収



東に必要となる十分な量の水を確保することができる。

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

- ・ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク

水を移送する設備である消火系を含め耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

- ・復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び制御棒駆動水压系の運転に必要な水源並びに原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補給水系の運転に必要な水源として、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

## b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備

### (a) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽への補給は、可搬型代替注水大型ポンプにて実施する。

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給は、淡水貯水池からの淡水を使用する手段だけでなく、淡水タンクから可搬型代替注水大型ポンプを用いて淡水を補給する手段及び海から可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給する手段もある。

i. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

淡水又は海水を利用した代替淡水貯槽への補給で使用する設備は

以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 淡水貯水池 A
- ・ 淡水貯水池 B
- ・ 淡水タンク※<sup>1</sup>
- ・ 多目的タンク配管・弁
- ・ S A用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ S A用海水ピット
- ・ ホース
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 燃料補給設備

※1 淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク及び原水タンクを示す。

(b) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要となる水源である淡水貯水池への補給は、他系列の淡水貯水池の淡水を補給する手段がある。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給は、淡水タンクから可搬型代替注水大型ポンプを用いて淡水を補給する手段及び海から可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給する手段もある。

i. 淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給

淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池 A
- ・ 淡水貯水池 B
- ・ 淡水貯水池配管・弁

ii. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

淡水タンク又は海水を利用した淡水貯水池への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 淡水タンク※<sup>1</sup>
- ・ 多目的タンク配管・弁
- ・ S A用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ S A用海水ピット
- ・ ホース
- ・ 淡水貯水池 A
- ・ 淡水貯水池 B
- ・ 燃料補給設備

※<sup>1</sup> 淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，ホース，代替淡水貯槽，S A用海水ピット取水塔，海水引込

管，S A用海水ピット及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

淡水貯水池への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，ホース，S A用海水ピット取水塔，海水引込管，S A用海水ピット及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

淡水貯水池 2 基は本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。また，淡水タンクを自主対策設備の代替淡水源として位置付ける。

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

（添付資料 1. 13. 1）

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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

- ・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震 S クラスではなく S<sub>s</sub> 機能維持を担保できないが，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，重大事故等の収束に必要な水を代替淡水貯槽又は淡水貯水池へ補給する手段としては有効である。

### c. 水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように，各

水源への補給手段を整備しているが、補給が不可能な場合には水源を切替えて水の供給を行う手段がある。

(a) 淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。代替淡水貯槽、淡水貯水池及び淡水タンクの枯渇等により、淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切替える。

なお、淡水タンクは、通常連絡弁を開とする多目的タンク及びろ過水貯蔵タンクを優先し、タンク水位を監視しながら原水タンク及び純水貯蔵タンクの連絡弁を開にする。

代替淡水貯槽より、重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、水の供給が中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。

また、淡水貯水池より重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、あらかじめ可搬型代替注水大型ポンプの水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。

代替淡水貯槽へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・淡水貯水池A
- ・淡水貯水池B
- ・淡水タンク※<sup>1</sup>
- ・多目的タンク配管・弁

- ・ S A用海水ピット取水塔

- ・ 海水引込管

- ・ S A用海水ピット

- ・ ホース

- ・ 燃料補給設備

※1 淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

淡水貯水池へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

- ・ 淡水貯水池A

- ・ 淡水貯水池B

- ・ 淡水タンク※1

- ・ 多目的タンク配管・弁

- ・ S A用海水ピット取水塔

- ・ 海水引込管

- ・ S A用海水ピット

- ・ ホース

- ・ 燃料補給設備

※1 淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水及び海水補給は、「1.13.2.2(1)a.可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽

への補給」の手順で整備する。淡水貯水池への他系列の淡水貯水池からの淡水補給は、「1.13.2.2(2)a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給」にて、淡水貯水池への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水及び海水補給は、「1.13.2.2(2)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給」の手順で整備する。

#### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

淡水から海水への切替えで使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、SA用海水ピット取水塔、海水引込管、SA用海水ピット及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

淡水貯水池 2 基は本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。また、淡水タンクを自主対策設備の代替淡水源として位置付ける。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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

- ・淡水タンク（多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震 S クラスではなく S<sub>s</sub> 機能維持を担保できないが、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、重大事故等の収束に必

要となる水を代替淡水貯槽又は淡水貯水池へ補給する手段としては有効である。

d. 手順等

上記「a. 水源を利用した対応手段及び設備」, 「b. 水源へ水を補給するため対応手段及び設備」及び「c. 水源の切替え」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等<sup>※1</sup>及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」, 「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める（第 1.13-1 表）。

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（第 1.13-2 表, 第 1.13-3 表）。

※1 運転員等: 運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員  
いう。

(添付資料 1.13.2)



## 1.13.2 重大事故等発生時の手順

### 1.13.2.1 水源を利用した対応手順

#### (1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

重大事故等が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーへの注水を行う手順を整備する。

#### a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（常設）がある。

#### (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（常設）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水

を開始する。

リンク先【1.4.2.1(1)a.(a)】

### ① 手順着手の判断基準

給水系・復水系及び非常用炉心冷却系により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）設定点以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

### ② 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(a)低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、原子炉運転中において、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内と想定する。

なお、原子炉停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮の下、中央制御室運転員1名にて作業を実施す

る。

(b) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合，格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.1(3)a.(a)】

① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水が可能な場合<sup>※2</sup>

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

※2：格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h，ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）が確保され，更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水に必要な流量が

確保 できる場合

なお、十分な注水流量が確保できない場合には熔融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

## ② 操作手順

残存熔融炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3)a.(a)低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで9分と想定する。

### (c) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するために原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)c.】

## ① 手順着手の判断基準

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器へ

の注水ができない場合において、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

## ② 操作手順

熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで7分と想定する。

### b. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）がある。

#### (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によ

り格納容器スプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.1(1)a.(a)】

### ① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合<sup>\*1</sup>で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>\*2</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6 第 1.6-4 表）に達した場合

### ② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(a)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常

設) による格納容器スプレイ開始まで 10 分と想定する。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ  
(炉心損傷判断時)

残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器内の冷却機能が喪失した場合, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) により格納容器スプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(a)】

#### ① 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 (格納容器スプレイ冷却系) の機能喪失により格納容器スプレイができず, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) が使用可能な場合<sup>※2</sup>で, 代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>

※1: 格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が, 設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合, 又は格納容器雰囲気放射線モニタ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 (代替淡水貯槽) が確保されている場合

※3: 「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは, ドライウェル圧力, サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度が代替格納容器スプレイ起動の判断基準 (1.6

第1.6-5表)に達した場合

## ② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a.(a)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ開始まで10分と想定する。

## c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（常設）がある。

### (a) 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

なお、炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。



原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。格納容器圧力が規定圧力に到達した以降の注水流量は、格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)a.】

#### ① 手順着手の判断基準

ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準

- ・炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>又は原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（代替淡水貯槽）が確保さ

れている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉水位が低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力の低下、ドライウエル圧力の上昇、ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度の上昇により確認する。

## ② 操作手順

格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却開始まで6分と想定する。

### d. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水

代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水手段としては、格納容器頂部注水系（常設）がある。

#### (a) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の頂部を冷却することで格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏え

いを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェルに注水する。

リンク先【1.10.2.1(1)a.】

### ① 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、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（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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(代替淡水貯槽)が確保されている場合

### ② 操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水手順については、「1.10.2.1(1)a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉

ウェル注水開始まで2分と想定する。

なお、ドライウェルヘッドが冠水するまで注水した後は、格納容器フランジ部の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。

e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手段としては、代替燃料プール注水系（常設）がある。

(a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失若しくは使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいが発生した場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施することで使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽及び臨界を防止する。

リンク先【1.11.2.1(1)a.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合若しくは使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において、常設低圧代替注水系ポンプが使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合

## ② 操作手順

代替燃料プール注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1)a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで13分と想定する。

(b) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水ができない場合又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施しても水位が維持できない場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等

の著しい損傷の進行緩和，臨界防止，放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1.11.2.2(1)a.】

### ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点まで低下し，かつ常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を行っても使用済燃料プールの水位低下が継続する場合又は常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）が使用できない場合において，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）が使用可能な場合

### ② 操作手順

代替燃料プール注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールスプレイ手順については，「1.11.2.2(1)a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代

替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始まで16分と想定する。

(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

重大事故等が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、フィルタ装置スクラビング水補給、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では災害対策本部による水源特定、可搬型代替注水大型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し、接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については各条文にて整備する。（対応手順については、

1.13.2.1(2)b.～1.13.2.1(2)g.に示す。）

原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイに用いる常設の設備が使用できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行う。また、フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水大型ポンプによる補給を行う。

東側接続口及び西側接続口から原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイへの各種注水を行う。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は、代替淡水貯槽（淡水）を優先し

て使用する。淡水による各種注水が枯渇等により継続できないおそれがある場合は海水による各種注水に切り替えるが、代替淡水貯槽を經由して注水が必要な箇所へ送水することにより、各種注水を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。ただし、フィルタ装置スクラビング水補給は、淡水補給のみとする。なお、代替淡水貯槽への淡水及び海水の補給は、「1.13.2.2(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給」の手順にて実施する。

水源特定、可搬型代替注水大型ポンプ配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水の一連の作業は、各種注水、補給において同じであり、水源から接続口までの距離によりホース数量が決まる。なお、代替淡水貯槽から東側接続、西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口の選択は、各種注水、補給開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。(可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水については、送水先が接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。)

(a) 手順着手の判断基準

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水機能が喪失し、低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手段等の準備を開始した場合。また、フィルタ装置スクラビング水の水位が1500mmを下回ると判断した場合

(b) 操作手順

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第1.13-2図に、タイムチャート



を第 1.13-3 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断に基づき、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ② 災害対策本部長は、プラントの被災状況に応じて代替淡水貯槽を水源とした各種注水／補給のための接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長は、発電長に各種注水／補給のための接続口の場所を連絡する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽を水源とした各種注水／補給準備のため、接続口の場所を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し、代替淡水貯槽のハッチを開放後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを代替淡水貯槽へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽から指示された接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑧ 発電長は、災害対策本部長に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

- ⑫ 重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、各種注水／補給を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑭ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は、各種注水／補給中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、東側接続口に接続した場合において約 150 分以内、西側接続口に接続した場合において約 145 分以内、フィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した場合において約 125 分以内と想定する。

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。

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して代替淡水貯槽から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4-1)

## b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

### (a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（可搬型）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（可搬型）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1.4.2.1(1)a.(b)】

### ① 手順着手の判断基準

給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、

代替循環冷却系，消火系及び補給水系により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）設定点以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合

## ② 操作手順

常設の原子炉压力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，260分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

- ・現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名にて作業を実施

した場合，260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

#### (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合，格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.1(3)a.(b)】

#### ① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>\*1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内への注水ができず，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水が可能な場合<sup>\*2</sup>

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

※2: 格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）が確保され、更に可搬型代替注水（可搬型）により原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水に必要な流量が確保できる場合

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

## ② 操作手順

残存溶融炉心冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3)a.(b)低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管使用の場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

## 現場操作（残留熱除去系（C）配管使用の場合）

- ・現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

### (c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するために原子炉压力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉压力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉压力容器への注水により原子炉压力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)d.】

#### ① 手順着手の判断基準

給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、消火系及び補給水系による原子炉压力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

## ② 操作手順

熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分と想定する。

現場操作

- ・現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名にて作業を実施した場合、260分と想定する。

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等を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

### c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手段としては、代替格納



容器スプレイ冷却系（可搬型）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ  
（炉心損傷判断前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却機能が喪失した場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器スプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.1(1)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器スプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※1</sup>で，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウエル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6 第 1.6-4 表）に達した場合

② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・現場運転員1名及び重大事故等対応要員11名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ

(炉心損傷判断時)

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内へのスプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(b)】

#### ① 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（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器スプレイが使用できず，可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※2</sup>で，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合

※3：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウエル圧力，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6第1.6-5表）に達した場合

## ② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a.(b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・現場運転員1名及び重大事故等対応要員11名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

#### d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては可搬型代替注水大型ポンプによる補給手段がある。

##### (a) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、フィルタ装置へ水張りを実施する。

リンク先【1.5.2.1(1)a.(b)】、【1.7.2.1(1)a.(b)】

【1.5.2.1(2)a.(b)】、【1.7.2.1(2)a.(b)】

##### ① 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位が 1,500mm を下回ると判断した場合

##### ② 操作手順

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については、「1.5.2.1(1)a.(b)、1.7.2.1(1)a.(b)、1.5.2.1(2)a.(b)及び1.7.2.1(2)a.(b)フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

##### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで 170 分と想定する。

なお、炉心損傷がない状況下での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。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

#### e. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

##### (a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）による注水機能が喪失した場合、格納容器破損を防止するため可搬型代替注水大型ポンプによりペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウェル部）への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水を継続する。格納容器圧力が規定圧力に到達した以降の注水流量は、格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)b.】

① 手順着手の判断基準

ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準

- ・炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>又は原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ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，電源及び水源が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉水位が低下，制御棒位置の指示値喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は，原子炉圧力の低下，ドライウエル圧力の上昇，ペDESTAL

(ドライウェル部) 雰囲気温度の上昇により確認する。

## ② 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却開始まで 260 分と想定する。

## f. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水

代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水手段としては、格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

### (a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の頂部を冷却することで格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水する。

リンク先【1.10.2.1(1)b.】

## ① 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、格納容器頂部注水系（常設）が使用できない場合において、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（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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、電源及び水源が確保されている場合

## ② 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水手順については、「1.10.2.1(1)b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水開始まで260分と想定する。

g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手段としては、代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施することで使用済燃料プール内の燃料体等冷却、放射線遮蔽及び臨界を防止する。

リンク先【1.11.2.1(1)b.】

#### ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合若しくは使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において、常設低圧代替注水系ポンプ、補給水系、消火系及び可搬型スプレイノズルが使用できず、代替燃料プール注水系（注水ライン）及び可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

#### ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源と

した使用済燃料プールへの注水手順については、「1. 11. 2. 1(1)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで260分と想定する。

### (b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水を実施することで使用済燃料プール内の燃料体等冷却、放射線遮蔽及び臨界を防止する。

リンク先【1. 11. 2. 1(1)c.】

### ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室にて確認可能なカメラにて確認した場合、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合又は使用済燃料プール水位低警報若しくは使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用

した使用済燃料プール注水及び常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイができず，可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源及び水源が確保されている場合

## ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手順については，「1.11.2.1(1)c.可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，作業を開始してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，385分と想定する。

原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，400分と想定する。

(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，「1. 11. 2. 1(1)燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，臨界防止及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1. 11. 2. 2(1)b.】

#### ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点まで低下し，かつ使用済燃料プールへの注水を行っても使用済燃料プールの水位低下が継続する場合において，常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型スプレイノズルが使用できず，可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく，電源及び水源が確保されている場合

#### ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールスプレイ手順については，「1. 11. 2. 2(1)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設ス

プレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ開始まで260分と想定する。

#### (d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.1(1)燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1.11.2.2(1)c.】

### ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点まで低下し、かつ使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合において、常設低圧代替

注水系ポンプが使用できず、可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

## ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手順については、「1.11.2.2(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、385分と想定する。

原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、400分と想定する。

## (3) サプレッション・プールを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水，格納容器内の除熱及び代替循環冷却系による除熱を行う手順を整備する。

a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系がある。

(a) 高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水（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原子炉圧力容器への注水を実施する。

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）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点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広帯域，SA燃料域）により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

リンク先【1.2.2.1(1)a.】，【1.2.2.2(1)a.】

① 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スプレイ系により原子炉圧力容器への注水ができない場合で，原子炉圧力容



器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合

## ② 操作手順

高圧注水系が機能喪失した場合の高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」及び「1.2.2.2(1)a. 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」整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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まで6分と想定する。

## (b) 高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水（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原子炉圧力容器への注水を実施する。

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）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点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広帯域、SA燃料域）及び可搬型計測器により監視する。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。

リンク先【1.2.2.1(1)b.】，【1.2.2.2(1)b.】

### ① 手順着手の判断基準

給水系・復水系，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により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）設定点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

### ② 操作手順

高圧注水系が機能喪失した場合の高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水手順については，「1.2.2.1(1)b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」及び「1.2.2.2(1)b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名，現場運転員3名及び重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系現場起動による原子炉压力容器への注水開始まで58分と想定する。

### (c) 原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・プールを水源とした原子炉压力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常

低下（レベル2）による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

リンク先【1.2.2.4(1)】

#### ① 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）設定点以上に維持できない場合

#### ② 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については，「1.2.2.4(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉注水」にて整備する。

#### ③ 操作の成立性

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

#### (d) 高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し，サプレ

ッション・プールを水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

リンク先【1.2.2.4(2)】

#### ① 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压力容器への注水ができず，原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合

#### ② 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水手順については，「1.2.2.4(2)．高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」にて整備する。

#### ③ 操作の成立性

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

b．サブレーション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水

サブレーション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水手段としては，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）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残留熱除去系（低圧注水系）を起動し，サブプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水する場合と，全交流動力電源の喪失又は残留熱除去系海水系の故障により給水系，復水系及び非常用炉心冷却系による注水機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧し，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することにより，残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉圧力容器への注水する場合がある。

リンク先【1.4.2.3(1)】，【1.4.2.1(2)a.(a)】

① 手順着手の判断基準

i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

給水系，復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において，残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく，電源，水源（サブプレッション・プール）

及び冷却水が確保されており，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水が可能な場合

ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了<sup>※1</sup>し、残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能な状態<sup>※2</sup>に復旧された場合

※1:M/C 2 Cに異常がある場合は、M/C 2 Dを受電する。

※2：設備に異常がなく、電源、水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合

## ② 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.3(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」、残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(2)a. (a)残留熱除去系復旧後の原子炉注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

### i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

### ii) 残留熱除去系復旧後の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、原子炉運転中において、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。

なお、残留熱除去系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：260分以内

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）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低圧炉心スプレイ系を起動し，サブプレッション・プールを水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

リンク先【1.4.2.3(2)】

① 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スプレイ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）設定点以上に維持できない場合において，低圧炉心スプレイ系が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく，電源，水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されており，低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水が可能な場合

② 操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.3(2)低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

## c. サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却

サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却手段としては、残留熱除去系がある。

### (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプの電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）により格納容器スプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.3(1)】、【1.6.2.1(2)a.(a)】、

【1.6.2.2(2)a.(a)】

### ① 手順着手の判断基準

i) 残留熱除去系が健全な場合の格納容器除熱



残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な場合<sup>※1</sup>で、格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>

※1：設備に異常がなく，電源，水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合

※2：「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合と同様である。

ii) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱（炉心損傷前）

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され，緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了<sup>※1</sup>し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態<sup>※2</sup>に復旧された場合で，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>

※1：M/C 2Cに異常がある場合は，M/C 2Dを受電する。

※2：設備に異常がなく，電源，水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合

※3：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサブプレッ

ション・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合

iii) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了<sup>※2</sup>し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態に復旧された場合<sup>※3</sup>で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※4</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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：M/C 2 Cに異常がある場合は、M/C 2 Dを受電する。

※3：設備に異常がなく、電源、水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合

※4：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6.5表）に達した場合

① 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の格納容器除熱手順については、

「1.6.2.3(1)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱」、残留熱除去系電源復旧後の格納容器の除熱（炉心損傷前）手順については、「1.6.2.1(2)a.(a)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ電源復旧後の格納容器除熱」、残留熱除去系電源復旧後の格納容器の除熱（炉心損傷後）手順については、「1.6.2.2(2)a.(a)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ電源復旧後の格納容器除熱」にて整備する。

## ② 操作の成立性

### i) 残留熱除去系が健全な場合の格納容器除熱

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

### ii) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱（炉心損傷前）

### iii) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱（炉心損傷後）

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去（格納容器スプレイ冷却系）電源復旧後の格納容器除熱開始まで7分以内と想定する。

また、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間はそれぞれ以下のとおりと想定する。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：260分以内

(b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール除熱機能の喪失が起きた場合、代替交流電源設備により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプの電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によりサブプレッション・プール水の除熱を実施する。

リンク先【1.6.2.3(2)】、【1.6.2.1(2)a.(b)】

【1.6.2.2(2)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

i) 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・プール水除熱  
サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッション・プール空間部（局所）温度指示値が82℃以上に到達した場合で、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源、水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合

ii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水除熱（炉心損傷前）

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/

Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了<sup>\*1</sup>し、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用可能な状態<sup>\*2</sup>に復旧された場合

※1：M/C 2Cに異常がある場合は、M/C 2Dを受電する。

※2：設備に異常がなく、電源、水源（サプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合

iii) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水除熱（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了<sup>\*2</sup>し、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用可能な状態に復旧された場合<sup>\*3</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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：M/C 2Cに異常がある場合は、M/C 2Dを受電する。

※3：設備に異常がなく、電源、水源（サプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合

## ② 操作手順

残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プール水除熱手順については、「1.6.2.3(2)残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水除熱」、残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水除熱（炉心損傷前）手順については、「1.6.2.1(2)a. (b)残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ電源復旧後のサプレッション・プール除熱」、残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水除熱（炉心損傷後）手順については、「1.6.2.2(2)a. (b)残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ電源復旧後のサプレッション・プール除熱」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

### i) 残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プール水除熱

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

### ii) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水除熱（炉心損傷前）

### iii) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水除熱（炉心損傷後）

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）電源復旧後のサプレッション・プール水除熱開始まで6分以内と想定する。

また、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間はそれぞれ以下のとおりと想定する。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：260分以内

d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の冷却

サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の冷却する手段として、代替循環冷却系がある。

(a) 代替循環冷却系による原子炉注水

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、代替循環冷却系の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、代替循環冷却系の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1.4.2.1(1)a.(c)】

① 手順着手の判断基準

給水系、復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合におい

て、代替循環冷却系が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源，水源（サプレッション・プール）  
及び冷却水が確保されている場合

## ② 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(c)代替循環冷却系による原子炉注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで27分と想定する。

また，代替循環冷却系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：260分以内

## (b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した場合，格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉



心が残存した場合は、代替循環冷却系により原子炉压力容器へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉压力容器から格納容器への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.1(3)a.(c)】

#### ① 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）により原子炉压力容器内への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合<sup>※2</sup>

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

※2：設備に異常がなく、電源、水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合

#### ② 操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.1(3)a.(c)代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

#### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉压力容器内

への注水開始まで27分以内と想定する。

また、代替循環冷却系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：260分以内

(c) 代替循環冷却系による格納容器除熱(炉心損傷判断前)

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、代替循環冷却系による格納容器スプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイ流量の調整あるいは格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

リンク先【1.6.2.1(1)a.(c)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイができず、代替循環冷却系が使用可能な場合<sup>※1</sup>で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>

※1：設備に異常がなく、電源、水源（サプレッション・プール）

及び冷却水が確保されている場合

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブレーション・チェンバ圧力，ドライウエル雰囲気温度又はサブレーション・プール水位が，代替格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6第1.6-4表）に達した場合

## ② 操作手順

代替循環冷却系による格納容器除熱手順については，「1.6.2.1(1)a.(c)代替循環冷却系による格納容器除熱」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替循環冷却系による格納容器除熱開始まで35分以内と想定する。

また，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間はそれぞれ以下のとおりと想定する。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：260分以内

### (d) 代替循環冷却系による格納容器除熱(炉心損傷判断時)

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，代替循環冷却系により格納容器除熱を実施する。

### ① 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（格納容器スプレー冷却系）、代替格納容器スプレー冷却系（常設）が使用できない場合で、代替循環冷却系が使用可能な場合<sup>※2</sup>で、代替格納容器スプレー起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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、水源（サブプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合

※3：「代替格納容器スプレー起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度が代替格納容器スプレー起動の判断基準（1.6 第 1.6-5 表）に達した場合

### ② 操作手順

代替循環冷却系による格納容器除熱手順については、「1.6.2.2(1)a.(c) 代替循環冷却系による格納容器除熱」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替循環冷却系による格納容器除熱開始まで35分と想定する。

また、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間はそれぞれ以下のとおりと想定する。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：260分以内

#### (e) 代替循環冷却系による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、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系を用いた代替循環冷却系により、格納容器内の減圧及び除熱を実施し、格納容器の過圧破損を防止する。

リンク先【1.7.2.1(1)b】

#### ① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、残留熱除去系ポンプの復旧に見込みがなく、代替循環冷却系が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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，水源（サブプレッション・プール）  
及び冷却水が確保されている場合

## ② 操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱手順については，「1.7.2.1(1)b.代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱開始まで35分と想定する。

## (f) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDEST タル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合には，常設代替交流電源設備により代替循環冷却系の電源を確保し，原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は，逃がし安全弁により減圧を実施する。

リンク先【1.8.2.2(1)e】

## ① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により，低圧代替注水系（常設）による原

原子炉圧力容器へ注水ができない場合において、代替循環冷却系が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく、電源、水源（サブレーション・プール）及び冷却水が確保されている場合

## ② 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで27分と想定する。

## (4) 淡水貯水池を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、フィルタ装置スクラビング水補給、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを行う手順を整備する。

### a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では災害対策本部による水源特定、可搬型代替注水大型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプに

よる送水までの手順を整備し、接続口から注水等が必要な個所までの  
操作手順については各条文にて整備する。(対応手順については、  
1.13.2.1(4)b.～1.13.2.1(4)g.に示す。)

原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注  
水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ  
に用いる常設の設備が使用できない場合に、可搬型代替注水大型ポン  
プによる各種注水を行う。また、フィルタ装置スクラビング水の水位  
が低下した場合に可搬型代替注水大型ポンプによる補給を行う。

東側接続口及び西側接続口から原子炉圧力容器への注水、格納容器  
内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済  
燃料プールへの注水／スプレイへの各種注水を行う。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は、代替淡水貯槽（淡水）を優先  
して使用するが、代替淡水貯槽を水源として使用できない場合は、淡  
水貯水池より、各種注水、補給を行う。淡水による各種注水が枯渇等  
により継続できないおそれがある場合は海水による各種注水に切り替  
えるが、淡水貯水池を経由して注水が必要な箇所へ送水することによ  
り、各種注水を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能であ  
る。ただし、フィルタ装置スクラビング水補給は、淡水補給のみとす  
る。なお、淡水貯水池への淡水及び海水の補給は、「1.13.2.2(2)b.可  
搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給」の手順にて実施  
する。

水源特定、可搬型代替注水大型ポンプ配置、接続口までのホース接  
続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水の一連の作業は、各種注  
水、補給において同じであり、淡水貯水池から接続口までの距離によ  
りホース数量が決まる。なお、淡水貯水池から接続口への選択は、各種



注水，補給開始までの時間が最短となる組み合わせを優先として選択する。（可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水については，送水先が接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

(a) 手順着手の判断基準

給水系，復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水機能が喪失し，低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手段等の準備を開始した場合。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が 1500mm を下回ると判断した場合

(b) 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13-2 図に，タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断に基づき，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ② 災害対策本部長は，プラントの被災状況に応じて淡水貯水池を水源とした各種注水／補給のための接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長は，発電長に各種注水／補給のための接続口の場所を連絡する。
- ④ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池を水源とした各種注水／補給準備のため，接続口の場所を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水貯水

池に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを淡水貯水池へ設置する。

- ⑥ 重大事故等対応要員は、淡水貯水池から指示された接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑧ 発電長は、災害対策本部長に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、各種注水／補給を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑭ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は、各種注水／補給中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、東側接続口に接続した場合において約 135 分以内、西側接続口に接続した場合において約 170 分以内、フィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した場合において約 155 分以内と想定する。

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。

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水貯水池から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4-2)

## b. 淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

### (a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段

と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（可搬型）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（可搬型）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1.4.2.1(1)a.(b)】

#### ① 手順着手の判断基準

常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

#### ② 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」にて整備する。

#### ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

- ・現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

#### (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水（可搬型）により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器内

への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.1(3)a.(b)】

#### ① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水が可能な場合<sup>※2</sup>

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

※2：格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）が確保され、更に可搬型代替注水（可搬型）により原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水に必要な流量が確保できる場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

#### ② 操作手順

残存溶融炉心冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3)a.(b)低圧代

替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管使用の場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（C）配管使用の場合）

- ・現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により低圧代替注

水系（可搬型）の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

リンク先【1.8.2.2(1)d.】

### ① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>\*1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

### ② 操作手順

熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間



は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管使用の場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分と想定する。

現場操作（残留熱除去系（C）配管使用の場合）

- ・現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名にて作業を実施した場合、260分と想定する。

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等を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

#### c. 淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却

淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）がある。

#### (a) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器スプレー（炉心損傷判断前）

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）、代替格納容器スプレー冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）により格納容器スプレーを実施する。

リンク先【1.6.2.1(1)a.(b)】

## ① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※1</sup>で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6 第 1.6-4 表）に達した場合

## ② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1 (1)a. (b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側

接続口による格納容器スプレイの場合)

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・現場運転員1名及び重大事故等対応要員11名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断時）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内へのスプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(b)】

#### ① 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（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替

循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器スプレイが使用できず，可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※2</sup>で，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合

※3：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6第1.6-5表）に達した場合

## ② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.2(1)a.(b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ開始までの必要な要員

数及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・現場運転員1名及び重大事故等対応要員11名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

#### d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては可搬型代替注水大型ポンプによる補給手段がある。

##### (a) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、フィルタ装置へ水張りを実施する。

リンク先【1.5.2.1(1)a.(b)】、【1.7.2.1(1)a.(b)】

【1.5.2.1(2)a.(b)】、【1.7.2.1(2)a.(b)】

### ① 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm を下回ると判断した場合

### ② 操作手順

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については、「1.5.2.1(1)a.(b), 1.7.2.1(1)a.(b), 1.5.2.1(2)a.(b)及び1.7.2.1(2)a.(b)フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで 170 分と想定する。

なお、炉心損傷がない状況下での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。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

### e. 淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水

淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）による注水機能が喪失した場合、格納容器破損を防止するため可搬型代替注水大型ポンプによりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。格納容器圧力が規定圧力に到達した以降の注水流量は、格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)b.】

① 手順着手の判断基準

ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準  
・炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準

・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>又は原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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、電源及び水源が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉水位が低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力の低下、ドライウエル圧力の上昇、ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度の上昇により確認する。

## ② 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性



上記の操作は、中央制御室運転員 2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却開始まで 260 分と想定する。

#### f. 淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水

淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水手段としては、格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

#### (a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の頂部を冷却することで格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水する。

リンク先【1.10.2.1(1)b.】

#### ① 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、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（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ

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，電源及び水源が確保されている場合

## ② 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水手順については，「1.10.2.1(1)b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水開始まで260分と想定する。

### g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

#### (a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施することで使用済燃料プール内の燃料

体等冷却，放射線遮蔽及び臨界を防止する。

リンク先【1.11.2.1(1)b.】

### ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合，燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合若しくは使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において，常設低圧代替注水系ポンプ，補給水系，消火系及び可搬型スプレイノズルが使用できず，代替燃料プール注水系（注水ライン）及び可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく，電源及び水源が確保されている場合

### ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)b.可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで260分と想定する。

(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水を実施することで使用済燃料プール内の燃料体等冷却，放射線遮蔽及び臨界を防止する。

リンク先【1.11.2.1(1)c.】

#### ① 手順の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合，燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合若しくは使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水及び常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイができず，可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく，電源及び水源が確保されている場合

#### ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)c.可

搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，385分と想定する。

原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，400分と想定する。

### (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，「1.11.2.1(1)燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，臨界防止及び放射性物質の放出を低減する。

### ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点まで低下し、かつ使用済燃料プールへの注水を行っても使用済燃料プールの水位低下が継続する場合において、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型スプレイノズルが使用できず、可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

### ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については、

「1. 11. 2. 2(1)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始まで260分と想定する。

(d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.1(1)燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1.11.2.2(1)c.】

#### ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点まで低下し、かつ使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合において、常設低圧代替注水系ポンプが使用できず、可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

#### ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については、

「1.11.2.2(1)c.可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール

注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、385分と想定する。

原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、400分と想定する。

### (5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

#### a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バ

ウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、消火系がある。



#### (a) 消火系による原子炉圧力容器への注水

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水については、常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合に、消火ポンプにより原子炉圧力容器への注水する場合と、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合に、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器への放熱量を抑制する場合と、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

リンク先【1.4.2.1(1)a.(d)】

#### ① 手順着手の判断基準

給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により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）設定点以上に維持できない場合において、消火系が使用可能な場合<sup>※1</sup>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

#### ② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(d)消火系による原子炉注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで50分と想定する。

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。

### (b) 消火系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、消火系により原子炉圧力容器へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.1(3)a.(d)】

### ① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>\*1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内への注水ができ

ず、消火系による原子炉圧力容器内への注水が可能な場合※<sup>2</sup>

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

※2：格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水に必要な流量が確保できる場合において、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

## ② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.1(3)a.(d)消火系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで50分と想定する。

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。

(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するために原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.1(1)c.】

① 手順着手の判断基準

ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準

・炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、消火系が使用可能な場合<sup>\*2</sup>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準

・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、消火系が使用可能な場合<sup>\*2</sup>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉水位が低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力の低下、ドライウェル圧力の上昇、ペDESTAL（ドライウェル部）雰囲気温度の上昇により確認する。

## ② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源としたデブリ冷却手順については、「1.8.2.1(1)c. 消火系によるデブリ冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系によるデブリ冷却開始まで47分と想定する。

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。

#### (d) 消火系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により消火系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、主蒸気逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

リンク先【1.8.2.2(1)f.】

#### ① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器へ注水ができない場合において、消火系が使用可能な場合<sup>※1</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）が確保されている場合

#### ② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)f. 消火系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで50分と想定する。

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。

b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却手段としては、消火系がある。

#### (a) 消火系による格納容器スプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、消火系により格納容器スプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイの起動/停止を実施する。

リンク先【1.6.2.1(1)a.(d)】

### ① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器スプレイができず、消火系が使用可能な場合<sup>\*1</sup>で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>\*2</sup>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6 第 1.6-4 表）に達した場合

## ② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(d)消火系による格納容器スプレイ」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による格納容器スプレイ開始まで53分と想定する。

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。

## (b) 消火系による格納容器スプレイ（炉心損傷後）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、消火系により格納容器スプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(d)】



## ① 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（格納容器スプレー冷却系）、代替格納容器スプレー冷却系（常設）及び代替循環冷却系が使用できず、消火系が使用可能な場合<sup>※2</sup>で、代替格納容器スプレー起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

※3：「代替格納容器スプレー起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度指示値が代替格納容器スプレー起動の判断基準（1.6第1.6-5表）に達した場合

## ① 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a.(d)消火系による格納容器スプレー」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による格納容器スプレイ開始まで53分と想定する。

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。

### c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水手段としては、消火系がある。

#### (a) 消火系によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損防止するため、消火系によりペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウェル部）への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水を継続する。格納容器圧力が規定圧力に到達した以降の注水流量は、格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

① 手順着手の判断基準

ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準

- ・炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、消火系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>又は原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、消火系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（ろ過水貯蔵タンク又は多

目的タンク) が確保されている場合

※3: 「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉水位が低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加により確認する。

※4: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力の低下、ドライウェル圧力の上昇、ペDESTAL (ドライウェル部) 雰囲気温度の上昇により確認する。

## ② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)c. 消火系による格納容器スプレイ」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系によるデブリ冷却開始まで47分と想定する。

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。

d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては、消火系がある。

#### (a) 消火系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、消火系による使用済燃料プール注水を実施することで使用済燃料プール内の燃料体等冷却、放射線遮蔽及び臨界を防止する。

消火栓からのホース接続による使用済燃料プールへの注水又は残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。

リンク先【1.11.2.1(1)e.】

#### ① 手順着手の判断基準

消火栓からのホース接続による使用済燃料プールへの注水判断基準

- ・使用済燃料プールの水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合若しくは使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において、常設低圧代替注水系ポンプ及び補給水系が使用できず、消火系が使用可能な場合<sup>※1</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水判断基準

- ・使用済燃料プールの水位低下を中央制御室で確認可能なカメラ

ラにて確認した場合、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合若しくは使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において、常設低圧代替注水系ポンプ及び補給水系が使用できず、消火系が使用可能な場合<sup>※1</sup>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

※1：原子炉建屋原子炉棟5階及び原子炉建屋原子炉棟6階の消火栓を除き、設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合

## ② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1)e. 消火系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プール注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合

- ・中央制御室運転員2名、現場運転員3名及び重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合、60分と想定する。

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。

残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合

- ・中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、100分と想定する。

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。

#### (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、復水貯蔵タンクを水源として原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

#### a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、制御棒駆動水圧系がある。

#### (a) 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を維持できない場合には、非常用ディーゼル発電機により電源及び冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水圧系ポンプを用いて原子炉への注水を実施する。

リンク先【1.2.2.3(1)b.】

#### ① 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、原子炉隔離時

冷却系又は高圧代替注水系により原子炉水位低（レベル3）設定  
点以上に維持できない場合

## ② 操作手順

制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については、「1.2.2.3(1)b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで3分と想定する。

## b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、補給水系がある。

### (a) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水については、常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系（常設）及び消火系の注水機能が喪失した場合に、復水移送ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する場合と、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合に、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで



残存熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器への放熱量を抑制する場合と、炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

リンク先【1.4.2.1(1)a.(e)】

#### ① 手順着手の判断基準

給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系により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)設定点以上に維持できない場合において、補給水系が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵タンク)が確保されている場合

#### ② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(e)補給水系による原子炉注水」にて整備する。

#### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで105分と想定する。

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。

連絡配管閉止フランジの切り替えは、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

#### (b) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.1(3)a.(e)】

#### ① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系により原子炉圧力容器内への注水ができず、補給水系による原子炉圧力容器内への注水が可能な場合<sup>※2</sup>

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

※2：格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注

水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）が確保され、更に補給水系により原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水に必要な流量が確保できる場合

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

## ② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.1(3)a.(e)補給水系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分と想定する。

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。

連絡配管閉止フランジの切り替えは、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

## (c) 補給水系によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の損傷を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプによりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、予めペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。格納容器圧力が規定圧力に到達した以降の注水流量は、格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)d.】

#### ① 手順着手の判断基準

ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準

- ・炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による格納容器下部への注水ができず、補給水系が使用可能な場合<sup>\*2</sup>

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系に

よる格納容器下部への注水ができず、補給水系が使用可能な  
場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉水位が低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力の低下、ドライウェル圧力の上昇、ペDESTAL（ドライウェル部）雰囲気温度の上昇により確認する。

## ② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源としたデブリ冷却手順については、「1.8.2.1(1)d.補給水系によるデブリ冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、補給水系によるデ

ブリ冷却開始まで 101 分と想定する。

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。

連絡配管閉止フランジの切り替えは、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

#### (d) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により補給水系の電源を確保し、補給水系による原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、主蒸気逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

リンク先【1.8.2.2(1)g.】

#### ① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉注水ができず、補給水系が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保

されている場合

② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで105分と想定する。

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。

c. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却

復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系による格納容器スプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、補給水系により格納容器スプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.1(1)a.(e)】

### ① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系及び消火系による格納容器スプレイができず，補給水系が使用可能な場合<sup>※1</sup>で，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が，代替格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6第1.6-4表）に達した場合

### ② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)a.(e)補給水系による格納容器スプレイ」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による格納容器スプレイ開始まで105分と想定する。

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。

連絡配管閉止フランジの切り替えは，十分な作業スペースを確



保していることから、容易に操作可能である。

(b) 補給水系による格納容器スプレイ（炉心損傷後）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、補給水系により格納容器スプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(e)】

① 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（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系及び消火系が使用できず、補給水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

※3：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6第

1.6-5表) に達した場合

## ② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a.(e)補給水系による格納容器スプレイ」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による格納容器スプレイ開始まで105分と想定する。

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。

連絡配管閉止フランジの切り替えは、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

## d. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水

復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水手段としては、補給水系がある。

## (a) 補給水系によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、補給水系によりペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。格納容器圧力が規定圧力に到達した以降の注水流量は、格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)d.】

#### ① 手順着手の判断基準

ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準

- ・炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による格納容器下部への注水ができず、補給水系が使用可能な場合<sup>\*2</sup>

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>又は原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による格納容器下部への注水ができず、補給水系が使用可能な場合<sup>\*2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（復水貯蔵タンク）が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉水位が低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力の低下、ドライウエル圧力の上昇、ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度の上昇により確認する。

## ② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)d.補給水系による格納容器スプレイ」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、補給水系によるデブリ冷却開始まで101分と想定する。

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。

連絡配管閉止フランジの切り替えは、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、補給水系による使用済燃料プールへの注水を実施することで使用済燃料プール内の燃料体等冷却、放射線遮蔽及び臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水又はスプレイの準備として、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉より原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続を並行して実施する。

原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口より原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。

リンク先【1. 11. 2. 1(1)d.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室で確認可能なカメラ

にて確認した場合、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全  
台停止した場合若しくは使用済燃料プール水位低警報又は使用済  
燃料プール温度高警報が発生した場合において、常設低圧代替注  
水系ポンプが使用できず、補給水系が使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保  
されている場合

## ② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プール  
への注水手順については、「1.11.2.1(1)d.補給水系による使用済  
燃料プール注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作  
業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による使用  
済燃料プール注水開始まで55分と想定する。

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。

## (7) 淡水タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、淡水タンクを水源とした可搬型代替  
注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給を行う手順を整備  
する。フィルタ装置スクラビング水補給に使用する淡水タンクは、通常連  
絡弁を開としている多目的タンク及びろ過水貯蔵タンクを優先し、水位を

監視しながら原水タンク及び純水貯蔵タンクの連絡弁を開にする。

a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では災害対策本部による水源特定，可搬型代替注水大型ポンプの配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については各条文にて整備する。（対応手順については，1.13.2.1(7)b. に示す。）

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の水位が 1500mm を下回ると判断した場合

(b) 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13-2 図に，タイムチャートを第 1.13-3 図に，ホース敷設図を第 1.13-15 図示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断に基づき，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ② 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため，接続口の場所を指示する。
- ③ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプ吸込口をホースで接続する。

- ④ 重大事故等対応要員は、淡水タンクから接続口までのホース敷設を行う。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑥ 発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑨ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑩ 重大事故等対応要員は、接続口付属の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口付属の弁を調整開とし、補給を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑫ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。
- ⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。
- ⑭ 重大事故等対応要員は、補給中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性



上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した場合において約 155 分以内と想定する。

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。

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水タンクから各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

#### b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては可搬型代替注水大型ポンプによる補給手段がある。

##### (a) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、フィルタ装置へ水張りを実施する。

リンク先【1.5.2.1(1)a.(b)】、【1.7.2.1(1)a.(b)】

【1.5.2.1(2)a.(b)】、【1.7.2.1(2)a.(b)】

##### ① 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 下回ると判断した場合

## ② 操作手順

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については、「1.5.2.1(1)a.(b), 1.7.2.1(1)a.(b), 1.5.2.1(2)a.(b)及び 1.7.2.1(2)a.(b)フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで170分と想定する。

なお、炉心損傷がない状況下での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。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

## (8) 海を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、海を水源とした原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを行う手順を整備する。

重大事故等が発生した場合において、海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への拡散抑制、航空機燃料火

災への泡消火，非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替海水送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱を行う手順を整備する。

a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では災害対策本部による水源特定，可搬型代替注水大型ポンプの配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については各条文にて整備する。（対応手順については，

1. 13. 2. 1(8)b. ～1. 13. 2. 1(8)k. に示す。）

原子炉圧力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイに用いる常設の設備が使用できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行う。

東側接続口及び西側接続口から原子炉圧力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイへの各種注水を行う。

水源特定，可搬型代替注水大型ポンプ配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水の一連の作業は，各種注水において同じであり，海から接続口までの距離によりホース数量が決まる。なお，海から接続口の選択は，各種注水までの時間が最短となる組み合わせを優先として選択する。（可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水については，送水先が接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

(a) 手順着手の判断基準

給水系，復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水機能が喪失し，低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手段等の準備を開始した場合

(b) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13-2 図に，タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断に基づき，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ② 災害対策本部長は，プラントの被災状況に応じて海を水源とした各種注水のための接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長は，発電長に各種注水のための接続口の場所を連絡する。
- ④ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる海を水源とした各種注水のため接続口の場所を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを海面へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，海から接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦ 重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。
- ⑧ 発電長は，災害対策本部長に建屋内の系統構成が完了したこと

を連絡する。

- ⑨ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑭ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は、各種注水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、東側接続口に接続した場合において約 135 分以内、西側接続口に接続した場合において約 150 分以内と想定する。

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。

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して海から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4-3)

## b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水

海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

### (a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（可搬型）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉压力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（可搬型）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉注水を開始する。

### ① 手順着手の判断基準

給水系，復水系，非常用炉心冷却系，低压代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により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）設定点以上に維持できない場合において，低压代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合

### ② 操作手順

常設の原子炉压力容器への注水設備の注水機能喪失時の低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)a.(b)低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業

を実施した場合、260分以内と想定する。

現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）

・現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名にて作業を実施した場合、260分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

#### (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.1(3)a.(b)】

#### ① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>\*1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）、



代替循環冷却系, 消火系及び補給水系により原子炉压力容器内への注水ができず, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器内への注水が可能な場合<sup>※2</sup>

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

※2: 格納容器スプレイ及びペDESTAL(ドライウェル部)への注水に必要な流量(格納容器スプレイ流量:  $130\text{m}^3/\text{h}$ , ペDESTAL(ドライウェル部)注水量:  $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ )が確保され, 更に可搬型代替注水(可搬型)により原子炉压力容器内へ崩壊熱相当量( $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ )の注水に必要な流量が確保できる場合。

なお, 十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

## ② 操作手順

残存溶融炉心冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水手順については, 「1.4.2.1(3)a. (b)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

作業開始を判断してから, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管使用の場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分と想定する。

現場操作（残留熱除去系（C）配管使用の場合）

- ・現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名にて作業を実施した場合、260分と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により低圧代替注水系（可搬型）の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、主蒸気逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

### ① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、  
低圧代替注水系（常設）、消火系及び補給水系による原子炉注水が  
できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場  
合※1

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

### ② 操作手順

熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅  
延・防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力  
容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)d.低圧代替注水系（可  
搬型）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)  
による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時  
間は以下のとおり。

中央制御室からの操作

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を  
実施した場合、260分と想定する。

現場操作

- ・現場運転員2名及び重大事故等対応要員10名にて作業を実施し

た場合、260分と想定する。

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等を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

### c. 海を水源とした格納容器内の冷却

海を水源とした格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）がある。

#### (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器スプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.1(1)a.(b)】

#### ① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合<sup>\*1</sup>で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に

到達した場合※<sup>2</sup>

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6第1.6-4表）に達した場合

## ② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)a.(b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ開始までの必要な要員及び所要時間以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，260分と想定する。

現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

・現場運転員1名及び重大事故等対応要員11名にて作業を実施した場合、260分と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断時）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内へのスプレイを実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(b)】

① 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（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器スプレイが使用できず、可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※2</sup>で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故

における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合

※3：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（1.6 第1.6-5表）に達した場合

## ② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a. (b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ開始までの必要な要員及び所要時間以下のとおり。

中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、260分と想定する。

現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器スプレイの場合）

- ・現場運転員1名及び重大事故等対応要員11名にて作業を実施した場合、260分と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

#### d. 海を水源とした格納容器下部への注水

海を水源とした格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

##### (a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）による注水機能が喪失した場合、格納容器の破損を防止するため可搬型代替注水大型ポンプによりペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウェル部）への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウェル部）



ル部) への注水を継続する。格納容器圧力が規定圧力に到達した以降の注水流量は、格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)b.】

#### ① 手順着手の判断基準

ペDESTAL (ドライウエル部) への初期水張りの判断基準  
・炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、格納容器下部注水系 (常設)、消火系及び補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水ができず、格納容器下部注水系 (可搬型) が使用可能な場合<sup>※2</sup>

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水操作の判断基準

・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>又は原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系 (常設)、消火系及び補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水ができず、格納容器下部注水系 (可搬型) が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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，電源及び水源が確保されている場合

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉水位が低下，制御棒位置の指示値喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は，原子炉圧力の低下，ドライウエル圧力の上昇，ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度の上昇により確認する。

## ② 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却開始まで260分と想定する。

### e. 海を水源とした格納容器頂部への注水

海を水源とした格納容器頂部への注水手段としては，格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

#### (a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の頂部を冷却することで格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水する。

リンク先【1.10.2.1(1)b.】

### ① 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、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（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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、電源及び水源が確保されている場合

### ② 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による海を水源とした格納容器頂部への注水手順については、「1.10.2.1(1)b 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員

8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水開始まで260分と想定する。

f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手段としては、代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施することで使用済燃料プール内の燃料体等冷却、放射線遮蔽及び臨界を防止する。

リンク先【1.11.2.1(1)b.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合若しくは使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において、常設低圧代替注水系ポンプ、補給水系、消火系及び可搬型スプレイノズルが使用できず、代替燃料プール注水系（注水ライン）及び可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源が確保されている場合

## ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による海を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1. 11. 2. 1(1)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで260分と想定する。

(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プール注水を実施することで使用済燃料プール内の燃料体等冷却，放射線遮蔽及び臨界を防止する。

リンク先【1. 11. 2. 1(1)c.】

## ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合若しくは使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水及び常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイができず、可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

## ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による海を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を

実施した場合、385分と想定する。

原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、400分と想定する。

(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.1(1)燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1.11.2.2 (1)b.】

#### ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室で確認可能なカメラにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点まで低下し、かつ使用済燃料プールへの注水を行っても使用済燃料プールの水位低下が継続する場合において、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型スプレイノズルが使用できず、可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

## ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については、「1.11.2.2(1)b.可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ開始まで260分と想定する。

### (d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.1(1)燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1.11.2.2(1)c.】

## ① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室で確認可能な



カメラにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水位低警報設定点まで低下し、かつ使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合において、常設低圧代替注水系ポンプが使用できず、可搬型代替注水大型ポンプが使用可能な場合※1

※1：設備に異常がなく、電源及び水源が確保されている場合

## ② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ手順については、「1.11.2.2(1)c.可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、385分と想定する。

原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合

- ・中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業

を実施した場合、400分と想定する。

#### g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送手段としては、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系がある。

##### (a) 緊急用海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水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ことから、緊急用海水系を用いて冷却水を確保し、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、緊急用海水系により冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後、目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

リンク先【1.5.2.2(1)a.】

##### ① 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、残留熱除去系海水系を使用できない場合

##### ② 操作手順

緊急用海水系による海を水源とした冷却水確保の手順については、「1.5.2.2(1)a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」に

て整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給まで 20 分と想定する。

### (b) 代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水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ことから、緊急用海水系により冷却水を確保するが、緊急用海水系が機能喪失した場合には、代替残留熱除去系海水系を用いて冷却水を確保し、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、代替残留熱除去系海水系により冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後、目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

リンク先【1.5.2.2(1)b.】

### ① 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系を使用できない場合で、緊急用海水系が機能喪失した場合

## ② 操作手順

代替残留熱除去系海水系による海を水源とした冷却水確保の手順については、「1.5.2.2(1)b.代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから留熱除去系海水系へ冷却水供給まで260分と想定する。

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、車両の作業照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

## h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

海を水源とした大気への拡散抑制手段としては、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制がる。

### (a) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる格納容器内の除熱並びに格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による格納容器内の減圧及び除熱させる手段がある。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済

燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合は、可搬型又は常設スプレイヘッダから使用済燃料プールにスプレイすることで燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

リンク先【1.12.2.1(1)a.】

#### ① 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合

- ・炉心損傷を判断<sup>※1</sup>した場合において、原子炉圧力容器への注水が確認できない場合
- ・使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プールへの注水手段を行っても水位低下が継続する場合
- ・大型航空機の衝突など、原子炉建屋外観に大きな損傷を確認した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器表面温度で300℃以上を確認した場合

## ② 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による海を水源とした大気への拡散抑制手順については、「1.12.2.1(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプ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。

## ③ 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では重大事故等対応要員8名（可搬型代替注水大型ポンプの起動、ホースの水張り及び空気抜きは4名）にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始まで190分以内と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

災害対策本部長からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。重大事故等対応要員4名にて実施し、作業開始を判断してから190分以降、放水することが可能と想定する。

放水砲は可搬型設備のため任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向

けて放水を実施する。

放水砲の放射方法としては、直状放射から噴霧放射への切替えが可能であり、噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの、より細かい水滴径が期待でき、直状放射よりも放射性物質の抑制効果がある。従って、なるべく噴霧放射を使用する。

ただし、直状放射の場合も、到達点では噴霧状になっているため放射性物質の抑制効果はある。

#### i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）がある。

#### (a) 可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、海を水源として可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

リンク先【1.12.2.2(2)a.】

#### ① 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

#### ② 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手順については、「1.12.2.2(2)a. 可搬型代替注水大型ポンプ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。

### ③ 操作の成立性

上記の現場対応は重大事故等対応要員8名にて実施する。

作業は、災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火開始まで190分以内と想定する。

1%濃縮用泡消火薬剤を5,000L配備し、放水開始から約20分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は、放水流量（22,300L/min）に対して1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。

ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

### j. 海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替海水送水

海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替海水送水的手段としては、可搬型代替注水大型ポン



プによる送水を行う。

(a) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替

送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

D/G海水系のポンプ等の故障によりD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能が復旧できない状態で、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの使用が可能な場合に、可搬型代替注水大型ポンプによりD/G海水系に海水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能を復旧し、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

リンク先【1.14.2.1(3)】

① 手順着手の判断基準

D/G海水系のポンプ等の故障によりD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能が復旧できない状態で、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの使用が可能な場合

② 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる海を水源とした非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧手順については「1.14.2.1(3)非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心

スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから D/G 海水系への代替送水による D/G 2C・2D 及び HPCS D/G の電源供給機能の復旧までの所要時間を 180 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明、通信連絡設備を整備する。

## k. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱

海を水源とした使用済燃料プール除熱手段としては、代替燃料プール冷却系がある。

### (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プール除熱を実施する。

リンク先【1.11.2.4(1)a.】

### ① 手順着手の判断基準

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全台停止した場合で、使用済燃料プール温度高警報が発生した場合において、代替燃料プール冷却系が使用可能な場合<sup>※1</sup>

※1：設備に異常がなく，電源，水源（スキマサージタンク）及び冷却水が確保されている場合

## ② 操作手順

代替燃料プール冷却系（常設）による海を水源とした使用済燃料プール除熱手順については、「1.11.2.4(1)a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱」にて整備する。

## ③ 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱開始まで13分と想定する。

## (9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順を整備する。

### a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注水

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注水手段としては，ほう酸水注水系がある。

#### (a) 原子炉制御「反応度制御」

A T W S 発生時に，原子炉を安全に停止させる。

リンク先【1.1.2.1(2)】

### ① 手順着手の判断基準

原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されていない場合において、原子炉出力が3%以上の場合

なお、制御棒位置指示が確認できない場合は、原子炉制御「反応度制御」に移行する。

### ② 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.1.2.1(2)原子炉制御「反応度制御」」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室の操作における所要時間は下記のとおり想定する。

- ・ほう酸水注入系起動操作完了まで：4分

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。

### (b) ほう酸水注入系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉水位を維持できない場合には、ほう酸水貯蔵タンクを水源と

して、ほう酸水注入ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

さらに、原子炉圧力容器への注水を継続するため、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を継続させる。

リンク先【1.2.2.3(1)a.】

### ① 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、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系により原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合

### ② 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.2.2.3(1)a. ほう酸水注入系による原子炉注水」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作のうち、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分を想定する。

さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し、原子炉圧力容器への継続注水を行う場合は、現場運転員2名にて作業を

実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで60分を想定する。

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。

(c) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)h.】

① 手順着手の判断基準

炉心が損傷した場合<sup>※1</sup>において、ほう酸水注入系が使用可能な場合<sup>※2</sup>

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ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（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合

② 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力

容器へのほう酸水注入手順については、「1.8.2.2(1)h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

### ③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分と想定する。

### 1. 13. 2. 2 水源へ水を補給のための対応手順

#### (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

##### a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、代替淡水貯槽への補給手段がないと代替淡水貯槽水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は、淡水貯水池を優先して使用する。淡水の枯渇等により継続できないおそれがある場合は、海水による代替淡水貯槽への補給に切り替えるが、海水を直接代替淡水貯槽へ補給することにより、代替淡水貯槽への補給を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。なお、淡水貯水池への淡水補給は、

「1. 13. 2. 2(2)a. 淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給」及び「1. 13. 2. 2(2)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給」の手順にて実施する。

また、淡水貯水池を水源として代替淡水貯槽へ補給している場合は、あらかじめ可搬型代替注水大型ポンプの水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。淡水から海水への切替えは、「1. 13. 2. 3(1)淡水から海水への切替え」の手順にて実施する。

##### (a) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

###### i. 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，格納容器内



の冷却，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され，淡水の消費が開始された場合

## ii. 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-4 図に，タイムチャートを第 1.13-5 図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。
- ② 発電長は，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③ 災害対策本部長は，プラントの被災状況の結果から水源を淡水貯水池に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水貯水池に配置し，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを水面へ設置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，淡水貯水池から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥ 運転員等は中央制御室にて，可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ⑦ 重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽のハッチを開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。
- ⑩ 発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。
- ⑭ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑮ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が19mに到達したことを発電長に報告する。
- ⑯ 発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注

水大型ポンプによる淡水貯水池から代替淡水貯槽への補給開始まで155分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水貯水池から代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4-4)

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i. 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され、淡水の消費が開始された場合

ii. 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-4 図に、タイムチャートを第 1.13-5 図に示す。

① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替

注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。

- ② 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③ 災害対策本部長は、プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し、多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプ吸込口をホースで接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、淡水タンクから代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽のハッチを開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。
- ⑩ 発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポ

ンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。

- ⑫ 重大事故等対応要員は、多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。
- ⑭ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑮ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が19mに到達したことを発電長に報告する。
- ⑯ 発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから代替淡水貯槽への補給開始まで175分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水タンクから代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4-4)

(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i. 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした原子炉压力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され、淡水の補給ができない場合

ii. 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-4 図に、タイムチャートを第 1.13-5 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。
- ② 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③ 災害対策本部長は、プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。

- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを海面へ設置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、海から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽のハッチを開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。
- ⑩ 発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。
- ⑭ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。

⑮ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が 19m に到達したことを発電長に報告する。

⑯ 発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる海から代替淡水貯槽への補給開始まで 165 分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して海から代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4-4)

## (2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順

### a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給

淡水貯水池 A (B) を水源として可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水／補給を行う場合に、淡水貯水池 A (B) の水が枯渇する前に淡水貯水池 B (A) の水を淡水貯水池 A



(B) へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

淡水貯水池 A (B) を水源として原子炉压力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始された場合又は代替淡水貯槽に補給が開始された場合

(b) 操作手順

淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-6 図に，タイムチャートを第 1.13-7 図に示す。

- ① 災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，淡水貯水池 B (A) からの淡水貯水池 A (B) への補給を行うことを決定する。
- ② 災害対策本部長は，発電長に淡水貯水池 B (A) からの淡水貯水池 A (B) への補給を行うことを連絡する。
- ③ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に淡水貯水池 B (A) からの淡水貯水池 A (B) への補給を行うことを指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は，淡水貯水池 A 連絡弁及び淡水貯水池 B 連絡弁を開けて，補給を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，淡水貯水池 A (B) の水位上昇を目視により確認する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，淡水貯水池 B (A) からの淡水貯水池 A (B) の補給開始を災害対策本部長に報告する。

⑦ 災害対策本部長は、発電長に淡水貯水池A（B）への補給開始を連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから淡水貯水池B（A）から淡水貯水池A（B）への補給開始まで約60分と想定する。

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、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13. 4-5)

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）

淡水貯水池を水源として可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉压力容器への注水等の対応を実施している場合に、淡水貯水池への補給手段がないと淡水貯水池の水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は、淡水タンクを優先して使用する。

淡水の枯渇等により淡水貯水池への補給が継続できないおそれがある場合は、海水による淡水貯水池への補給に切り替えるが、海水を直接淡水貯水池へ補給することにより、淡水貯水池への補給を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。

(a) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

i. 手順着手の判断基準

淡水貯水池を水源として原子炉压力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され，淡水の消費が開始された場合

ii. 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-8 図に，タイムチャートを第 1.13-9 図に示す。

- ① 災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給の準備開始を指示する。
- ② 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給を行うことを連絡する。
- ③ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプ吸込口をホースで接続する。
- ④ 重大事故等対応要員は，淡水タンクから淡水貯水池までのホース敷設を行う。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。

- ⑥ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給開始を指示する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給開始を連絡する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから淡水貯水池への補給開始まで 165 分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水タンクから淡水貯水池へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4-6)

- (b) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補

給

i. 手順着手の判断基準

淡水貯水池を水源として原子炉压力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され，淡水の補給ができない場合

ii. 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-8 図に，タイムチャートを第 1.13-9 図に示す。

- ① 災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給の準備開始を指示する。
- ② 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給を行うことを連絡する。
- ③ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海に配置後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを海面に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は，海から淡水貯水池までのホース敷設を行う。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑥ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給開始を指示する。

- ⑦ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。  
起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給開始を連絡する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる海から淡水貯水池への補給開始まで 160 分以内と想定する。

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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して海から淡水貯水池へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4-6)

#### 1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順

##### (1) 淡水から海水への切替え

(代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水中の場合)

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、代替淡

水貯槽への淡水の補給が継続できないおそれがある場合は、淡水補給から海水補給へ切替える。

代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水／海水補給は、「1.13.2.2(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

（淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水中の場合）

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、淡水貯水池への淡水の補給が継続できないおそれがある場合は淡水補給から海水補給へ切替える。淡水貯水池への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水／海水補給は、「1.13.2.2(2)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

#### 1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプによる接続口から注水等が必要な箇所までの送水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて、それぞれ整備する。

海を水源とした設備への送水手順については、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための

手順等」, 「1.12 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」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて, それぞれ整備する。

中央制御室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及び可搬型代替注水大型ポンプ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。

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。

#### 1.13.2.5 重大事故等発生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第 1.13-10 図に示す。

##### (1) 水源を利用した対応手段

重大事故等発生時には, 原子炉圧力容器への注水, 格納容器内の冷却, 格納容器下部への注水, 格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイ等のサブプレッション・プール又は代替淡水貯槽を水源とした注水を実施するため, 必要となる十分な量の水をサブプレッション・プール又は代替淡水貯槽に確保する。

サブプレッション・プール又は代替淡水貯槽を水源とした注水が実施できず, さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンクを水源とした消火系による原子炉等の各設備への注水を実施する。

ろ過水タンク, 多目的タンクを水源として利用できない場合は, 復水貯蔵タンクを水源とした補給水系による原子炉等の各設備への注水を実施する。



復水貯蔵タンクを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉等の各設備への注水を実施するため、必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉等の各設備への注水を実施するため、必要となる十分な量の水を淡水貯水池に確保する。

淡水貯水池を水源として利用できない場合には、海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉等の各設備への注水を実施する。

## (2) 水源へ水を補給するための対応手段

### a. 代替淡水貯槽への補給

代替淡水貯槽を水源とした各種注水時において、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水貯水池から代替淡水貯槽へ補給する。

淡水貯水池から補給ができない場合には、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水を淡水タンクから代替淡水貯槽へ補給する。

なお、代替淡水貯槽へ淡水を補給できない場合には、可搬型代替注水大型ポンプにより海から代替淡水貯槽へ海水を補給する。

### b. 淡水貯水池への補給

淡水貯水池A（B）を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水時において、淡水貯水池B（A）から淡水貯水池A（B）へ補給する。

淡水貯水池B（A）から補給ができない場合には、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水を淡水タンクから淡水貯水池A（B）へ補給する。

なお、淡水タンクから補給できない場合には、可搬型代替注水大型ポ

ンプにより海から淡水貯水池A（B）へ海水を補給する。

第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/14)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応手段	サプレッション・プール	原子炉圧力容器への注水 (常設) (原子炉低圧時)	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備 手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		格納容器内の冷却 (常設)	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	-	格納容器下部への注水 (常設)	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		格納容器頂部への注水 (常設)	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	使用済燃料プールへの注水 スプレイ (常設)	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/14）

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対処設備	手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応手段	サブプレッション・プール	原子炉圧力容器への注水 (原子炉低圧時)	代替淡水貯水槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		格納容器内の冷却 (可搬型)	代替淡水貯水槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	-	フィルタ装置スクラッピング水補給	代替淡水貯水槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース フィルタ装置補給水ライン配管・弁 格納容器圧力逃がし装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	-	格納容器下部への注水 (可搬型)	代替淡水貯水槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／14）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応手段	-	格納容器頂部への注水（可搬型）	代替淡水貯水槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	使用済燃料プールへの注水／スプレー（可搬型）	代替淡水貯水槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/14）

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
サブプレッション・プールを水源とした対応手段	復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水 (原子炉高压時)	サブプレッション・プール 常設高压代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 高压炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
	-	原子炉圧力容器への注水 (原子炉低压時)	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低压時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			残留熱除去系ポンプ 低压炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／14）

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
サブプレッション・プールの水源とした対応手段	—	格納容器内の除熱	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			残留熱除去系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		代替循環冷却	サブプレッション・プール代替循環冷却系ポンプ	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／14）

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		
淡水貯水池を水源とした対応手段	サプレッション・プール 代替淡水貯槽	代替注水大型ポンプによる送水	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領	
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉低圧時)	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
		格納容器内の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	—	—	フィルタ装置スクラビング水補給	可搬型代替注水大型ポンプ ホース フィルタ装置補給水ライン配管・弁 格納容器圧力逃がし装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
			格納容器下部への注水	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

☐：自主的に整備する対応手段を示す。



対応手段，対処設備，手順書一覧（7／14）

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
淡水貯水池を水源とした対応手段	-	格納容器頂部への注水	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	使用済燃料プールへの注水／スプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8/14）

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
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段	サブプレッション・プール 代替淡水貯槽	原子炉圧力容器への注水 (原子炉低圧時)	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材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。
		格納容器内の冷却	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	—	格納容器下部への注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	使用済燃料プールへの注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／14）

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	
復水貯蔵タンクを水源とした対応手段	サブプレッション・プール	原子炉圧力容器への注水 (原子炉高圧時)	常設高圧代替注水ポンプ	重大事故等対応設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
			復水貯蔵タンク	自主対策設備	
	-	原子炉圧力容器への注水 (原子炉高圧時)	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系ポンプ	自主対策設備	
サブプレッション・プール 代替淡水貯槽	原子炉圧力容器への注水 (原子炉低圧時)	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材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。	
		格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（10／14）

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
復水貯蔵タンクを水源とした対応手段	—	格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	使用済燃料プールへの注水	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
淡水タンクを水源とした対応手順	—	フィルタ装置スクラビング水補給	可搬型代替注水大型ポンプ ホース フィルタ装置補給水ライン配管・弁 格納容器圧力逃がし装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
			多目的タンク 多目的タンク配管・弁 ろ過水貯蔵タンク 純水貯蔵タンク 原水タンク	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（11／14）

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	
海を水源とした対応手段	サブプレッション・プール 代替淡水貯槽	注水 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	可搬型代替注水大型ポンプ ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		注水 原子炉圧力容器への注水（原子炉低圧時）	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材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。
		格納容器内の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	代替淡水貯槽	格納容器下部への注水	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		格納容器頂部への注水	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 低圧代替注水系配管・弁 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（12／14）

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	
海を水源とした対応手段	—	最終ヒートシンクへ（海洋）への代替熱輸送	緊急用海水ポンプ	重大事故等対処設備	手順は「1.15 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。
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース 代替残留熱除去系海水系配管・弁 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	
		大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ 放水砲 ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	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。
		航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ 放水砲 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	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。
		非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイスを含む）発電機用海水系への代替海水送水	D/G 2C海水系配管・弁 D/G 2D海水系配管・弁 HPCS D/G海水系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
		可搬型代替注水大型ポンプ ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（13／14）

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
<p style="text-align: center;">ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段</p>	<p style="text-align: center;">—</p>	<p style="text-align: center;">原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p>	<p>ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入ポンプ</p>	<p style="text-align: center;">重大事故等対処設備</p> <p>手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。</p>

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（14／14）

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対処設備	手順書
代替淡水貯槽への補給	—	可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水)	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 代替淡水貯槽 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備
			多目的タンク 多目的タンク配管・弁 ろ過水貯蔵タンク 純水貯蔵タンク 原水タンク	自主対策設備
淡水貯水池への補給	—	淡水貯水池B(A)から淡水貯水池A(B)への補給	淡水貯水池配管・弁	自主対策設備
		可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 (淡水/海水)	可搬型代替注水大型ポンプ ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備
			多目的タンク 多目的タンク配管・弁 ろ過水貯蔵タンク 純水貯蔵タンク 原水タンク	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。

■：自主的に整備する対応手段を示す。



第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/2)

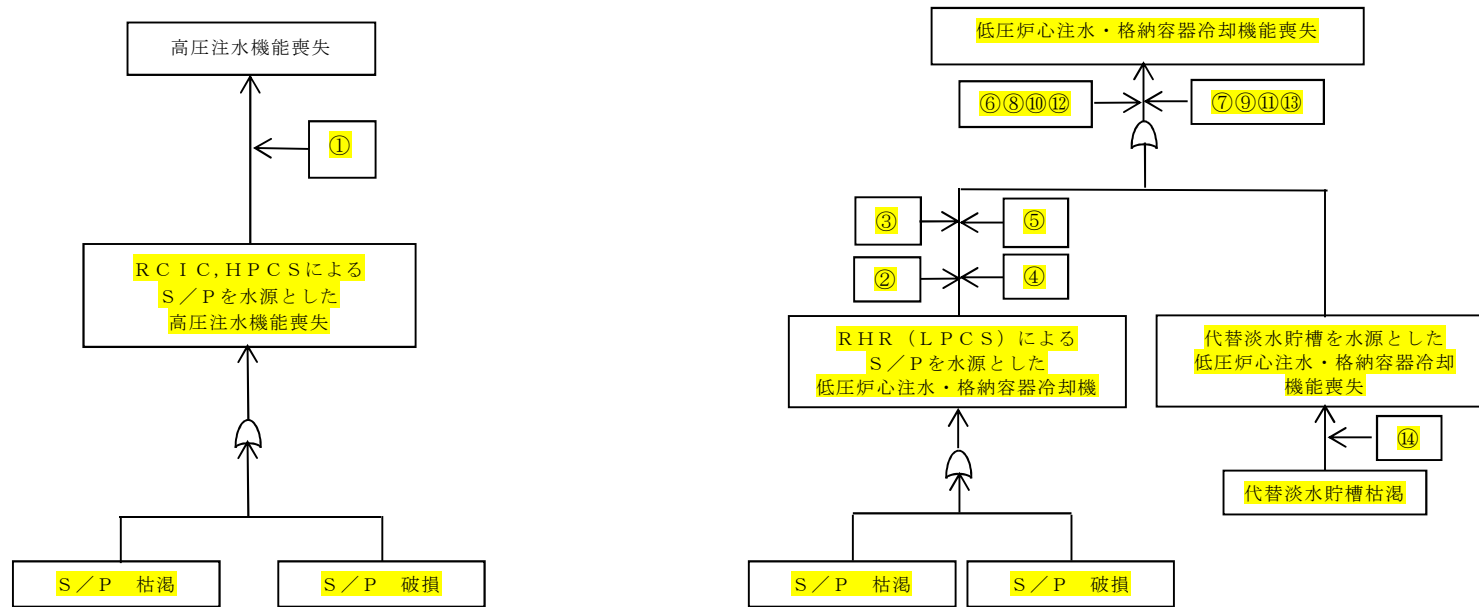
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確認 代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確認 代替淡水貯槽水位
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (3) 淡水貯水池を水源とした対応手順 a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確認 淡水貯水池
	操作	水源の確認 淡水貯水池
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確認 代替淡水貯槽水位 淡水貯水池 A 淡水貯水池 B 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 純水貯蔵タンク水位 原水タンク水位
	操作	水源の確認 代替淡水貯槽水位 淡水貯水池 A 淡水貯水池 B 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 純水貯蔵タンク水位 原水タンク水位
1.13.2.2 水源への補給のための対応手順 (2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順 a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給		
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確認 淡水貯水池 A 淡水貯水池 B
	操作	水源の確認 淡水貯水池 A 淡水貯水池 B

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)
1.13.2.2 水源への補給のための対応手順 (2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順 b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給		
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確認 淡水貯水池A 淡水貯水池B 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 純水貯蔵タンク水位 原水タンク水位
	操作	水源の確認 淡水貯水池A 淡水貯水池B 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 純水貯蔵タンク水位 原水タンク水位

第 1.13-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

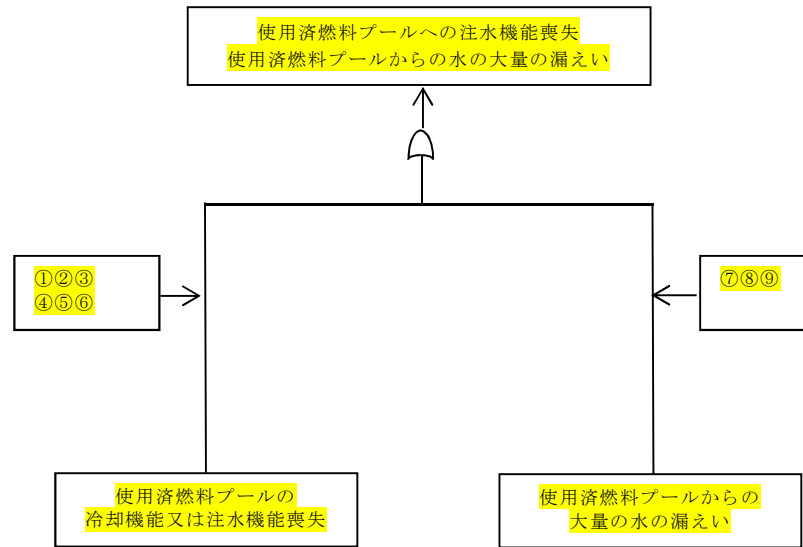
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.13】 重大事故等の収束に必要な 水の供給手順等</p>	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用直流 125V 計装分電盤</p>



- 対応手段
- ①：復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレィ系ポンプ）
  - ②：代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（常設低圧代替注水系ポンプ）
  - ③：代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（可搬型代替注水大型ポンプ）
  - ④：代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却（常設低圧代替注水系ポンプ）
  - ⑤：代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却（可搬型代替注水大型ポンプ）
  - ⑥：淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水（可搬型代替注水大型ポンプ）
  - ⑦：淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却（可搬型代替注水大型ポンプ）
  - ⑧：ろ過水貯蔵タンク，多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ）
  - ⑨：ろ過水貯蔵タンク，多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却（電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ）
  - ⑩：復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（復水移送ポンプ）
  - ⑪：復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却（復水移送ポンプ）
  - ⑫：海を水源とした原子炉圧力容器への注水（可搬型代替注水大型ポンプ）
  - ⑬：海を水源とした格納容器内の冷却（可搬型代替注水大型ポンプ）
  - ⑭：可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

- (凡例)
- ∩：AND 条件
  - ∪：OR 条件
  - ：フロントライン系
  - ←：フロントライン系代替設備，手段による対応

第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 2)



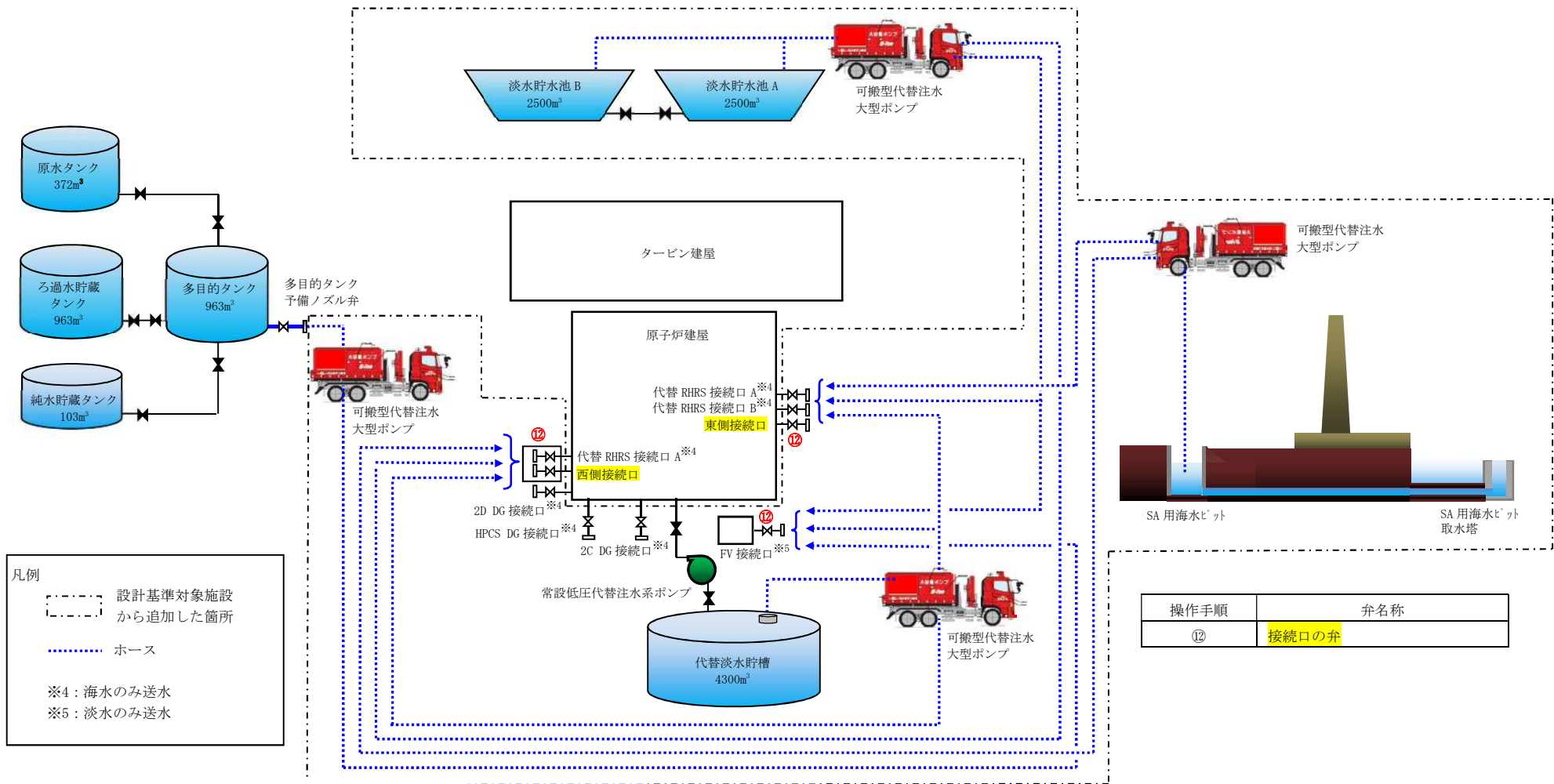
対応手段

- ① 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- ② 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- ③ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プール注水
- ④ 補給水系による使用済燃料プールへの注水
- ⑤ 消火系による使用済燃料プールへの注水
- ⑥ 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱
- ⑦ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
- ⑧ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
- ⑨ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

(凡例)

- ∩ : OR 条件
- : フロントライン系
- ← : フロントライン系代替設備、手段による対応

第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)



第 1.13-2 図 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
		手順着手判断・指示															可搬型代替注水大型ポンプによる送水 150分	代替淡水貯槽から東側接続口への送水
可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)															※1:防護具着用,保管場所への移動,使用する設備の準備
			移動 (南側保管場所～代替淡水貯槽)															
			代替淡水貯槽蓋開放,ポンプ設置															
			ホース敷設															
			ホース接続															
送水準備															送水開始			

※:西側接続口への送水の場合は,送水開始まで145分と想定する。

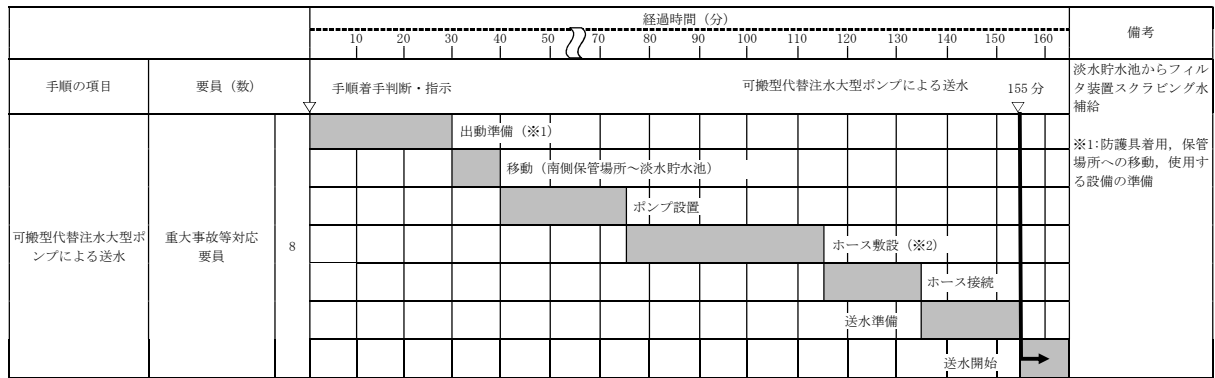
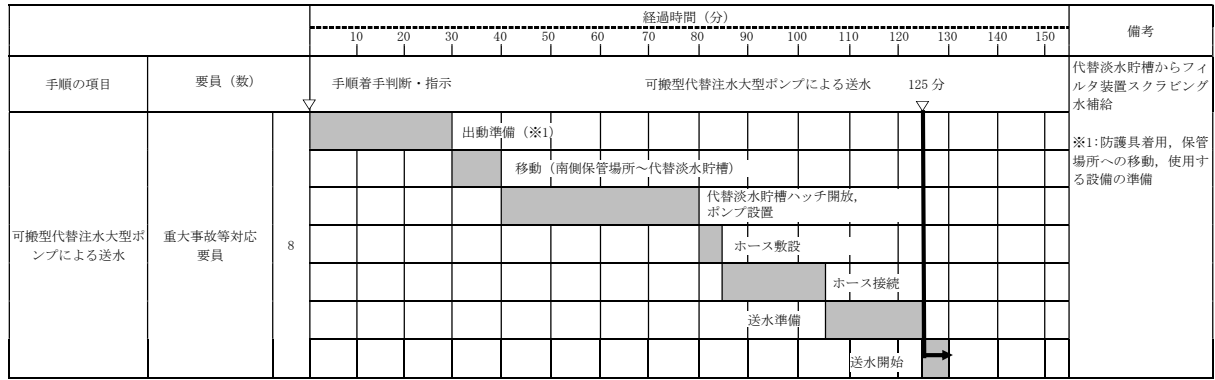
手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)																	備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170		
		手順着手判断・指示																	可搬型代替注水大型ポンプによる送水 170分	淡水貯水池から西側接続口への送水
可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)																	※1:防護具着用,保管場所への移動,使用する設備の準備
			移動 (南側保管場所～淡水貯水池)																	
			代替淡水貯槽ハッチ開放,ポンプ設置																	
			ホース敷設																	
			西側接続口蓋開放																	
ホース接続																	送水準備	送水開始		

※:東側接続口への送水の場合は,送水開始まで135分と想定する。

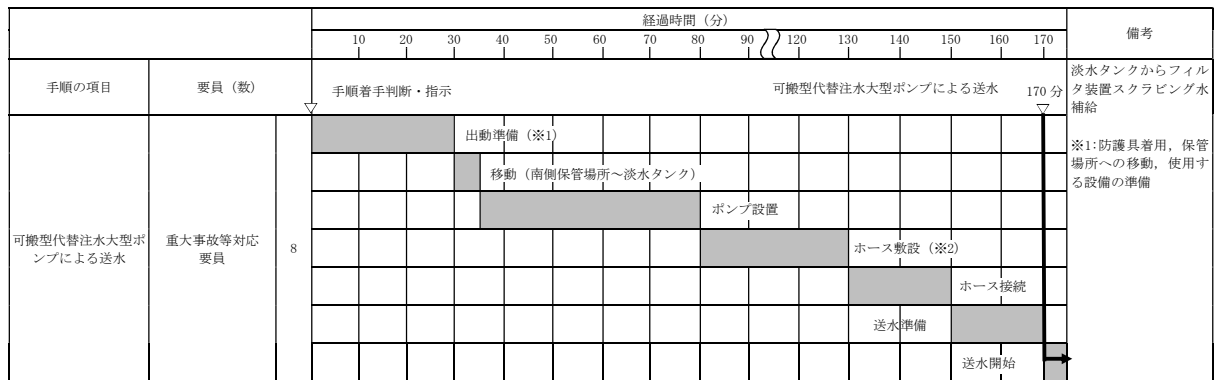
手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
		手順着手判断・指示															可搬型代替注水大型ポンプによる送水 150分	海から西側接続口への送水
可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)															※1:防護具着用,保管場所への移動,使用する設備の準備
			移動 (南側保管場所～海)															
			ポンプ設置															
			ホース敷設															
			西側接続口蓋開放															
ホース接続															送水準備	送水開始		

※:東側接続口への送水の場合は,送水開始まで135分と想定する。

第 1.13-3 図 可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水)  
タイムチャート (1/2)



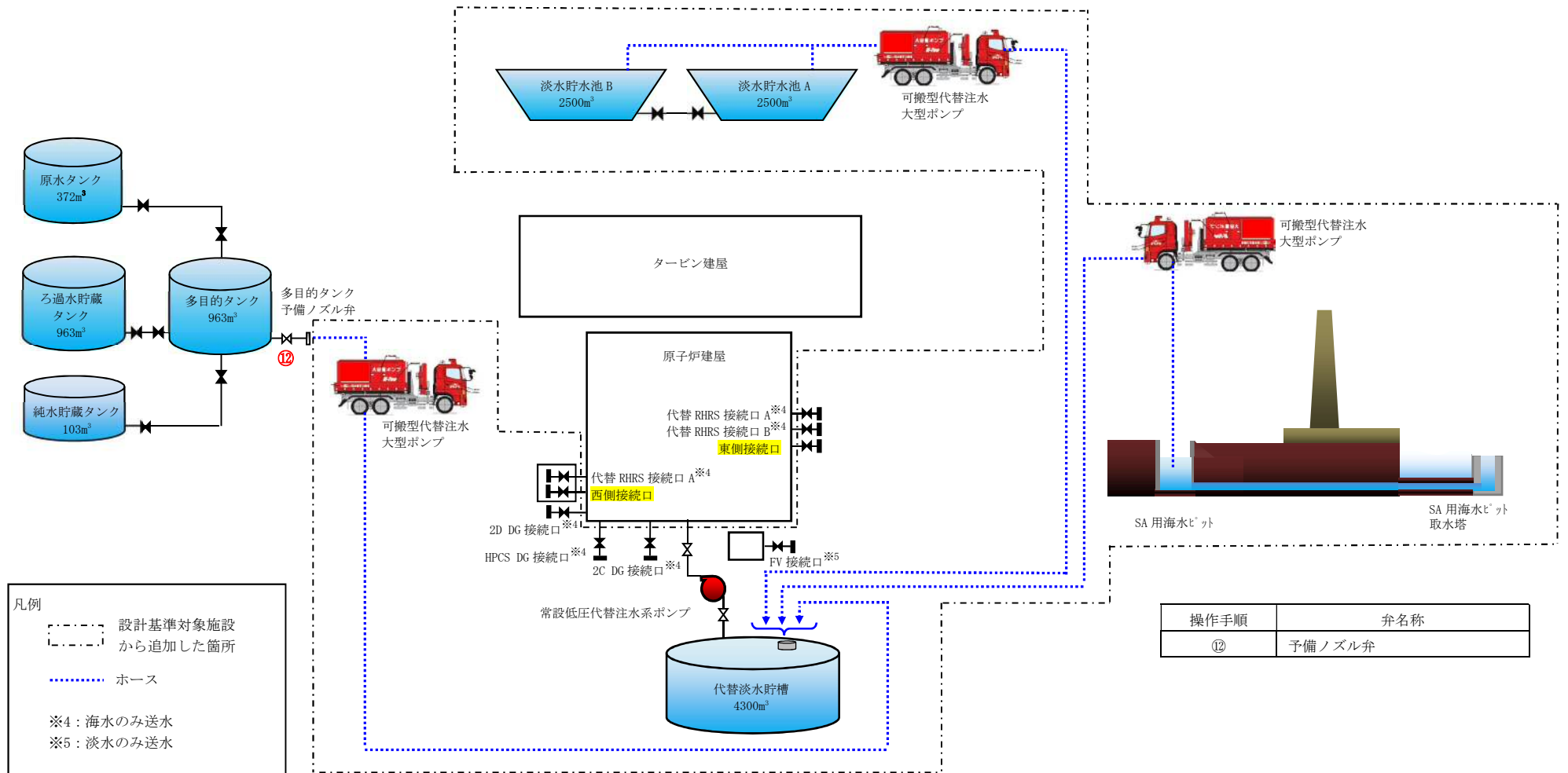
※:西回りルートの場合は, 送水開始まで 150 分と想定する。



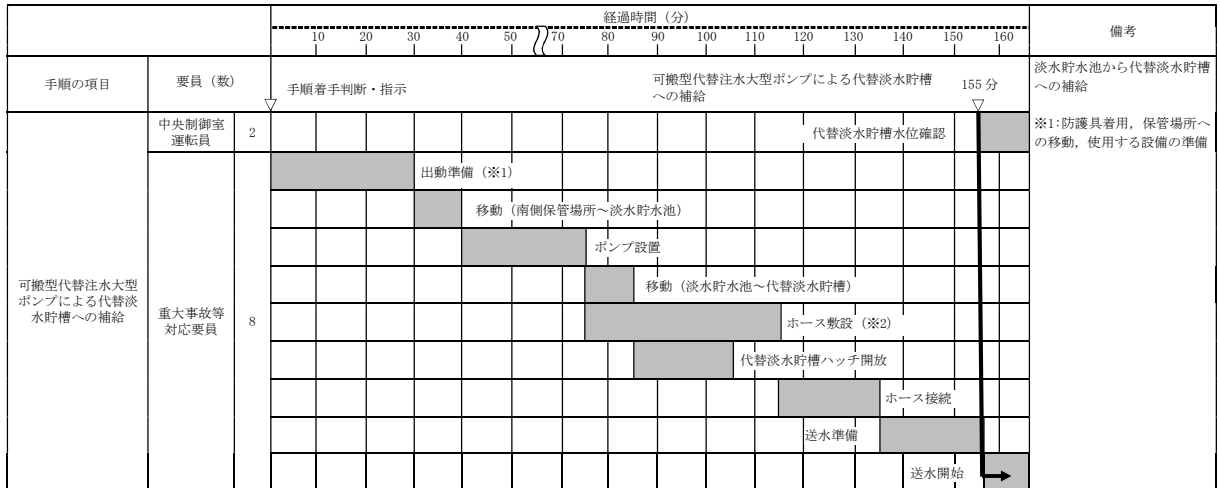
※:西回りルートの場合は, 送水開始まで 130 分と想定する。

第 1.13-3 図 可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水)  
タイムチャート (2/2)

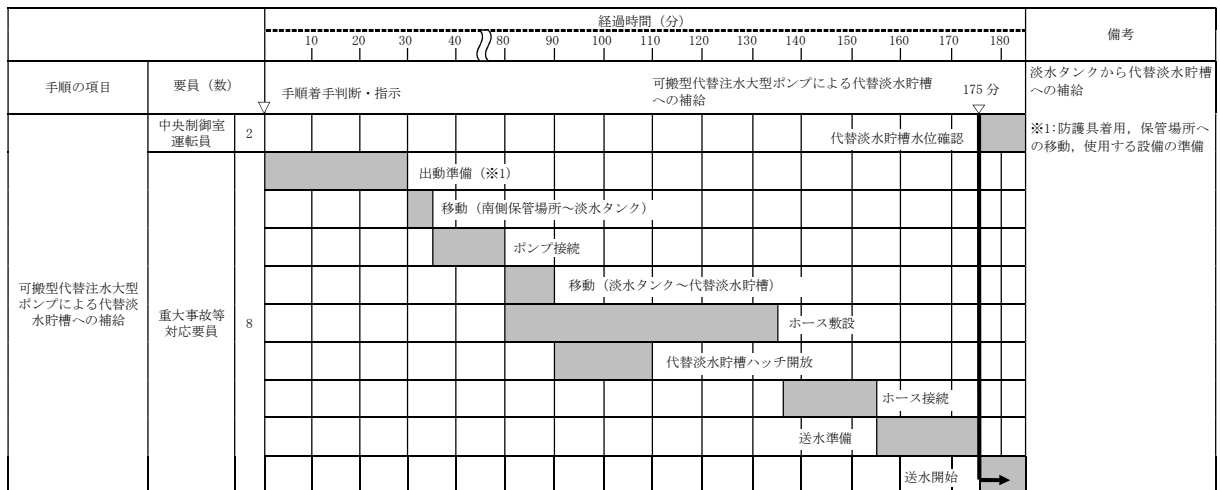




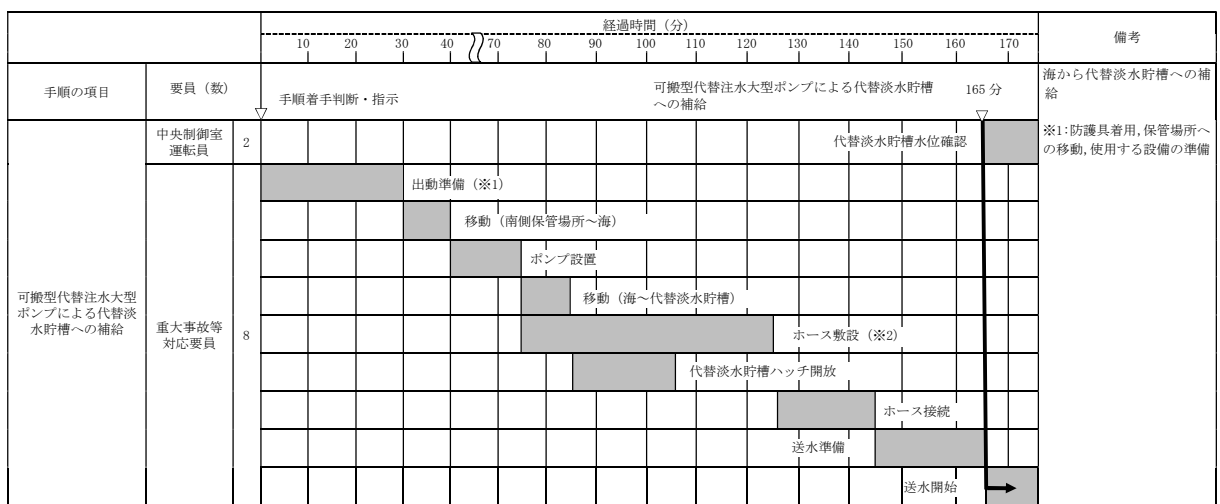
第 1.13-4 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）概要図



※:西回りルートの場合は, 送水開始まで 150 分と想定する。

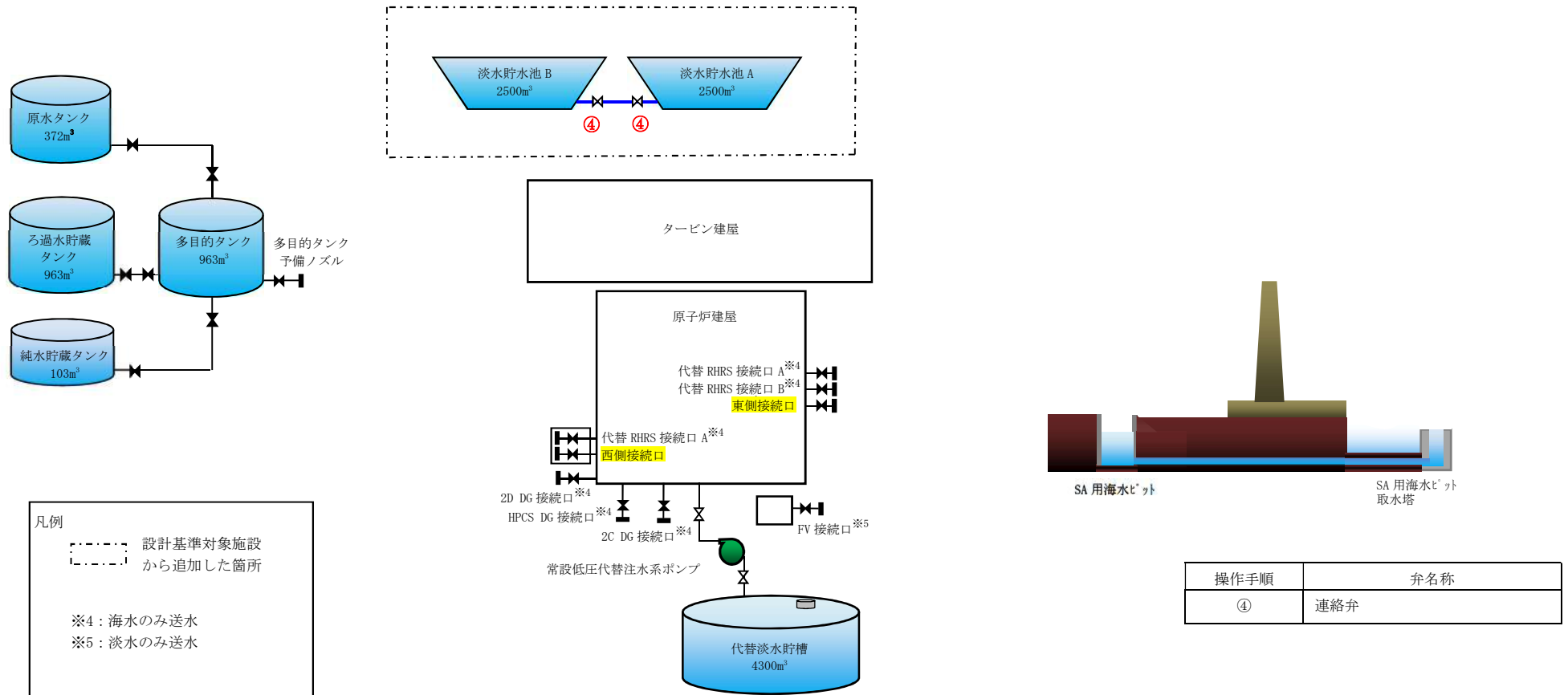


※:西回りルートの場合は, 送水開始まで 145 分と想定する。



※2:東回りルートの場合は, 送水開始まで 145 分と想定する。

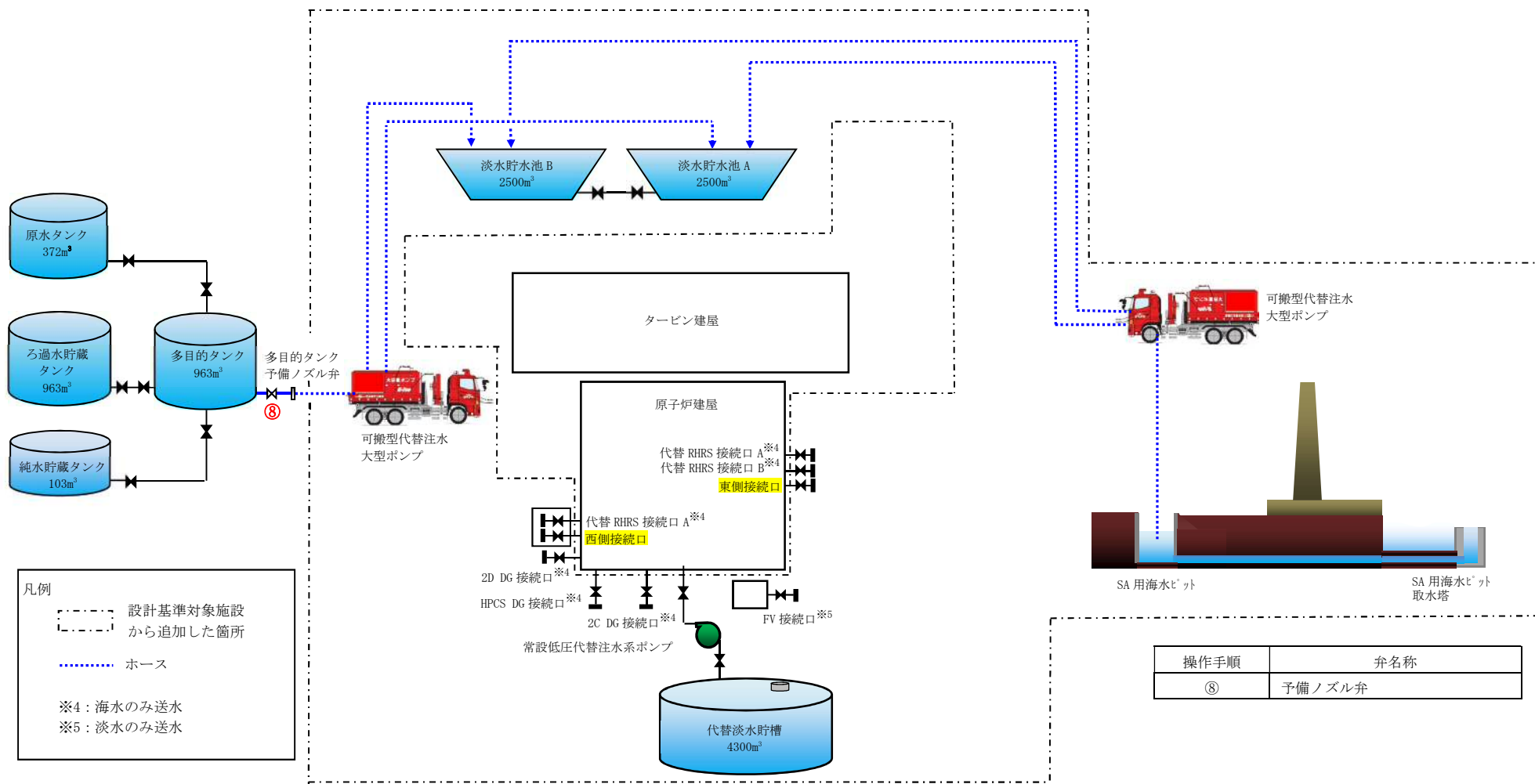
第 1.13-5 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水) タイムチャート



第 1.13-6 図 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給 (淡水) 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						
手順の項目	要員 (数)	手順着手判断・指示																					
淡水貯水池B(A) から淡水貯水池 A(B)への補給	重大事故等対 応要員 2	蓋開放						淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給															
		淡水貯水池 A 連絡弁「開」																					
		淡水貯水池 B 連絡弁「開」																					
		補給開始																					

第 1.13-7 図 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給 (淡水)  
タイムチャート



第 1.13-8 図 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）概要図

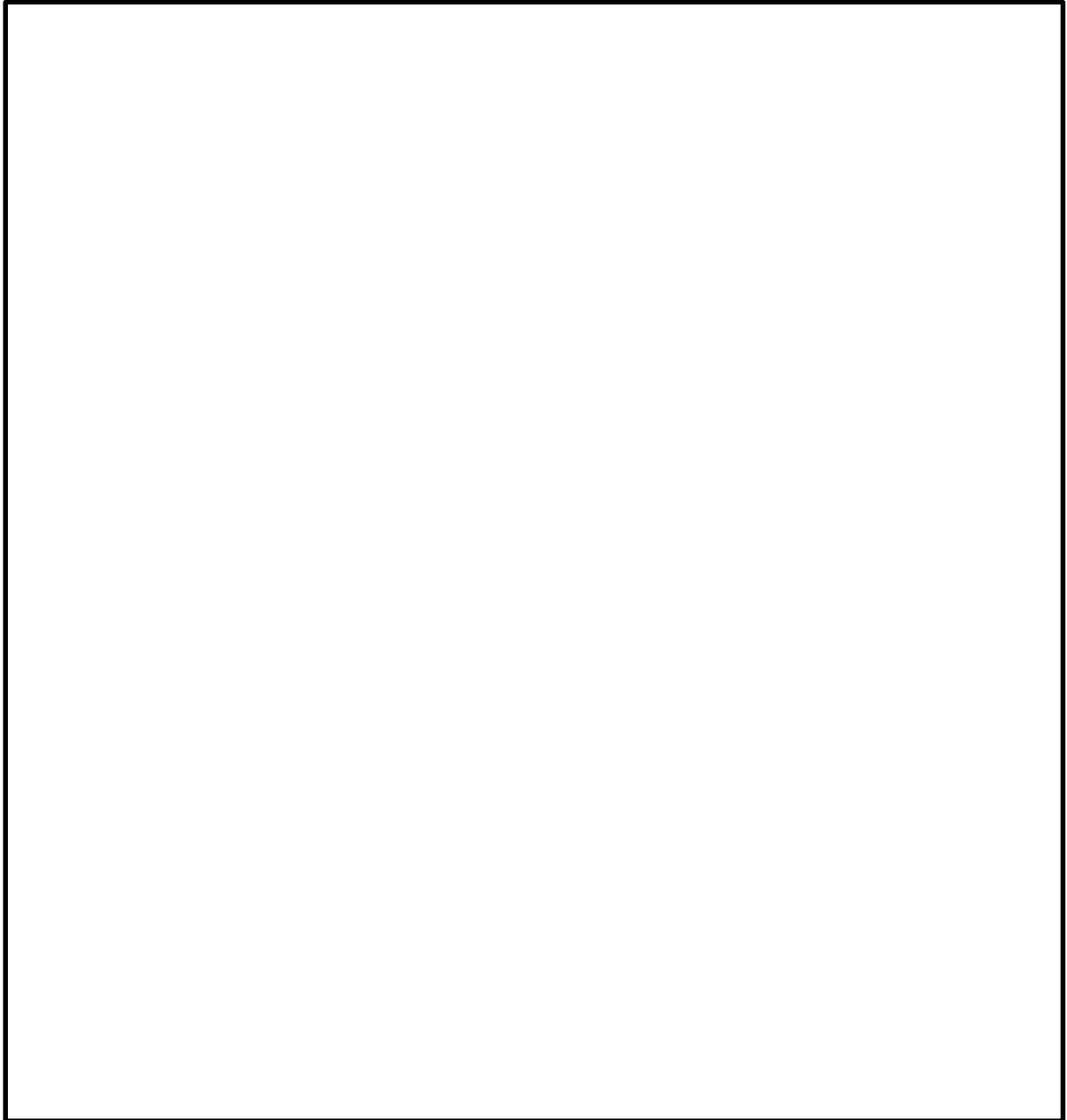
手順の項目	要員（数）	経過時間（分）																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		170
		手順着手判断・指示																165分	淡水タンクから淡水貯水池への補給 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給	重大事故等対応要員	出動準備 (※1)																	
		移動 (南側保管場所→淡水タンク)																	
		ポンプ接続																	
		ホース敷設 (※2)																	
		ホース接続																	
		送水準備																	
送水開始																→			

※2: 西回りルートの場合は, 送水開始まで 150 分と想定する。

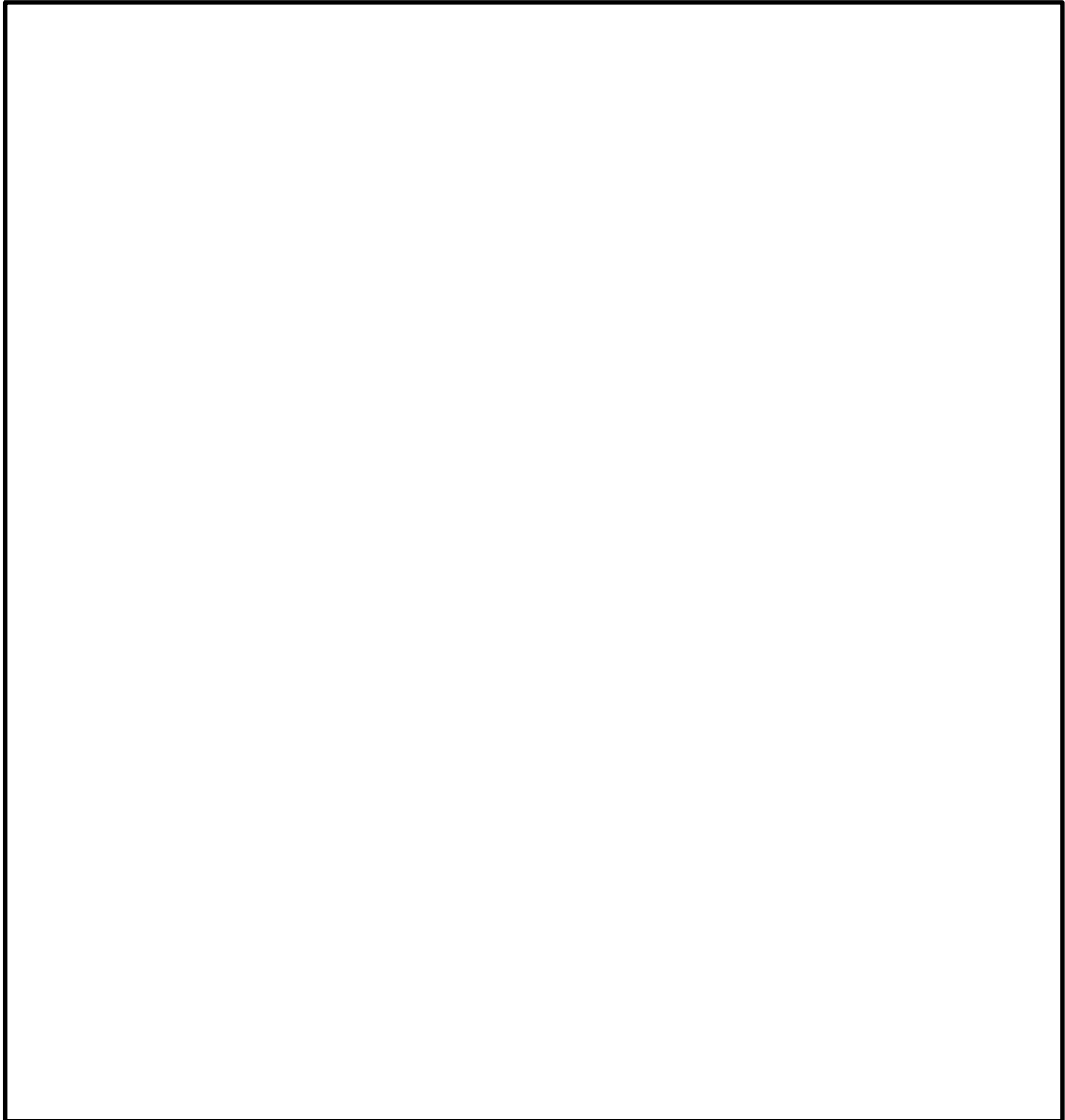
手順の項目	要員（数）	経過時間（分）																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		
		手順着手判断・指示																160分	海から淡水貯水池への補給 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給	重大事故等対応要員	出動準備 (※1)																	
		移動 (南側保管場所→海)																	
		ポンプ設置																	
		ホース敷設 (※2)																	
		ホース接続																	
		送水準備																	
送水開始																→			

※2: 東回りルートの場合は, 送水開始まで 145 分と想定する。

第 1.13-9 図 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）タイムチャート

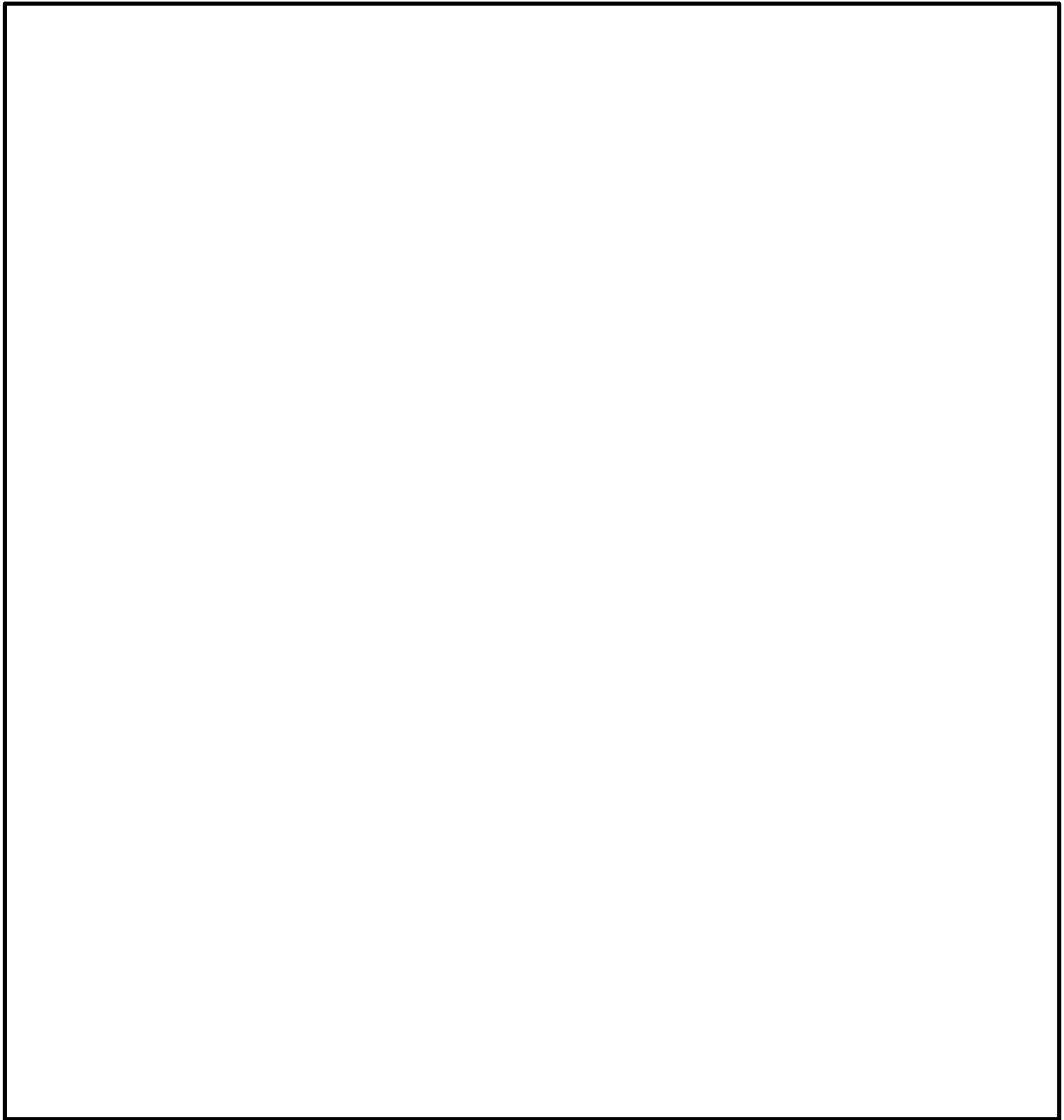


第 1.13-10 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口及び西側接続口への送水）

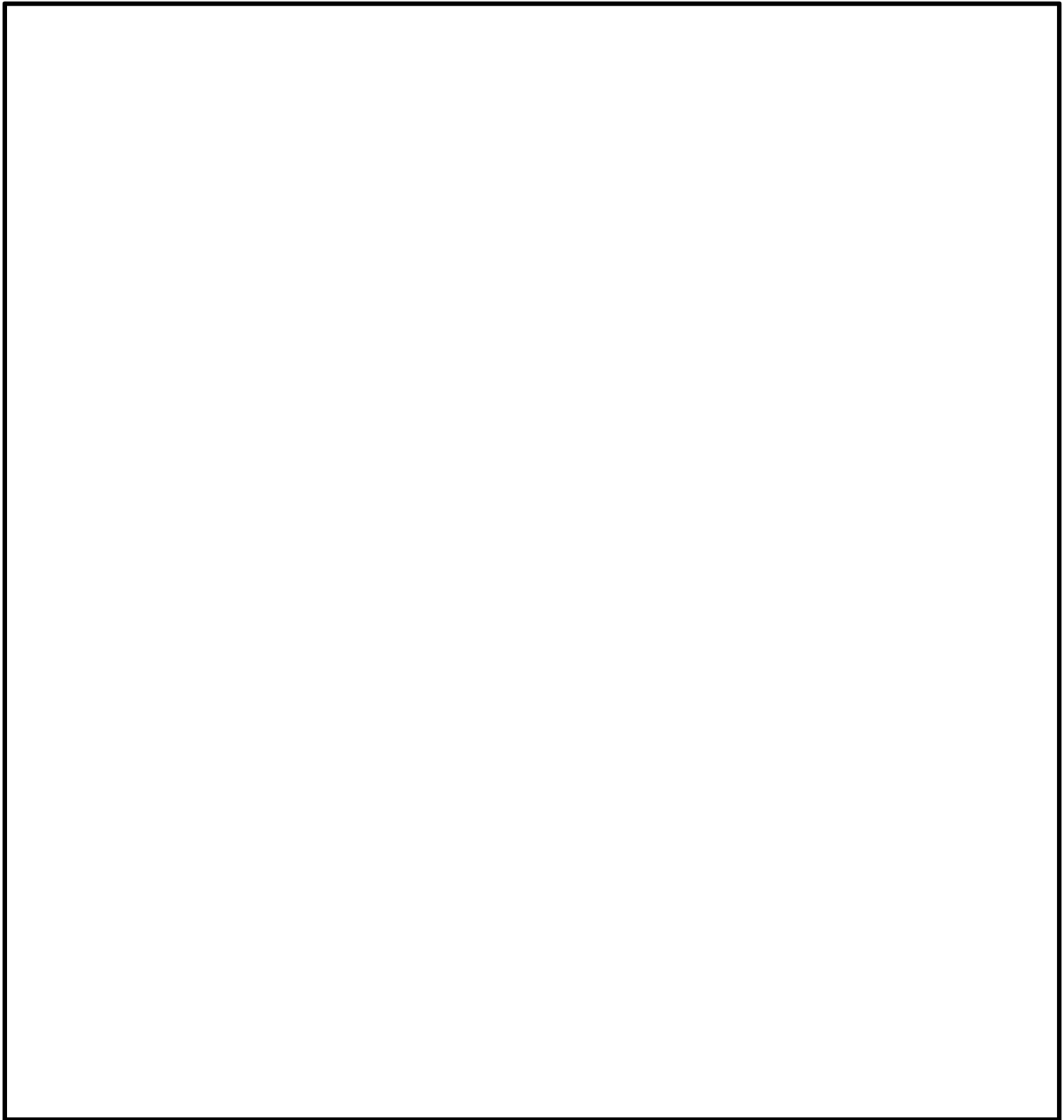


第 1.13-11 図 ホース敷設図（淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口及び西側接続口への送水）

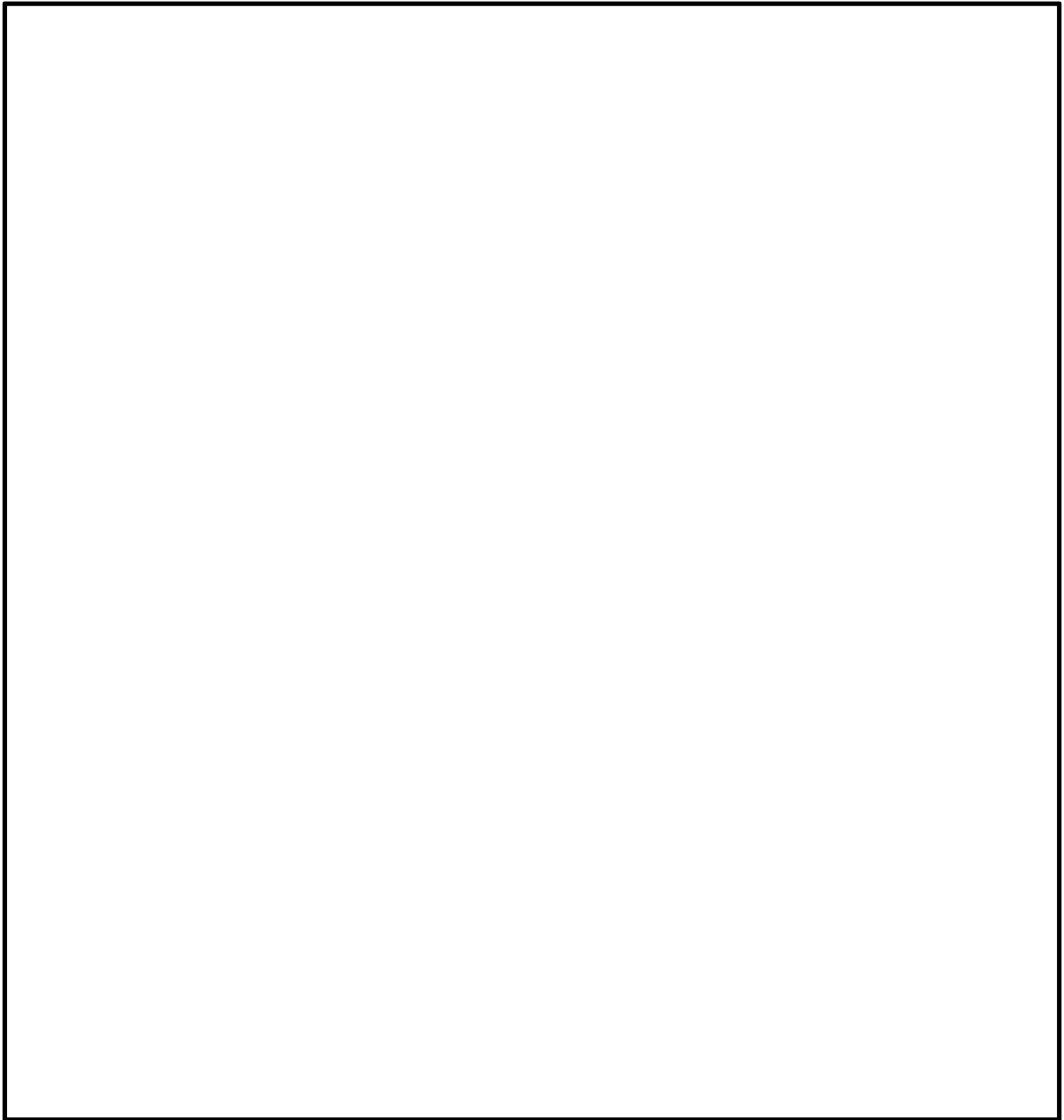




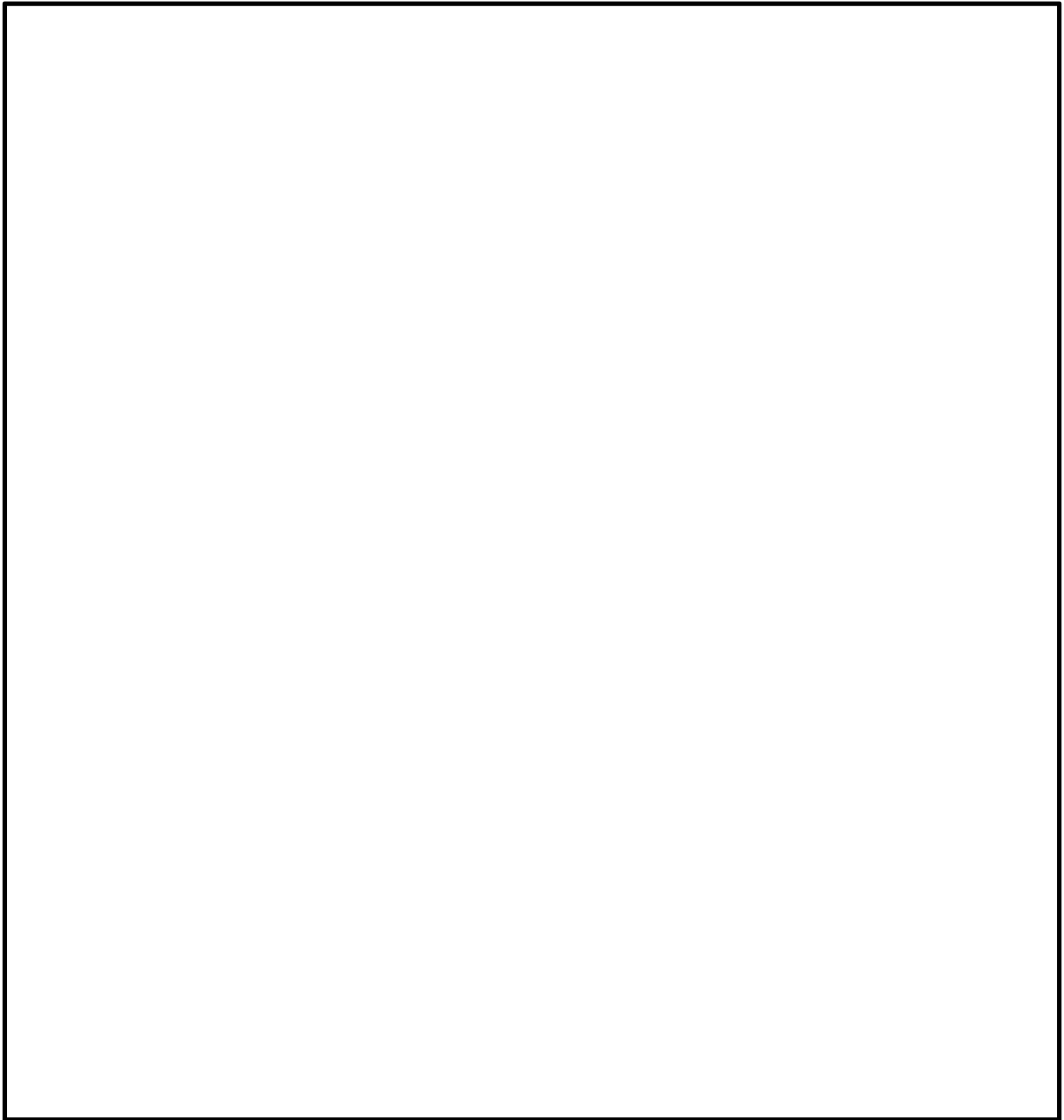
第 1.13-12 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口及び西側接続口への送水）



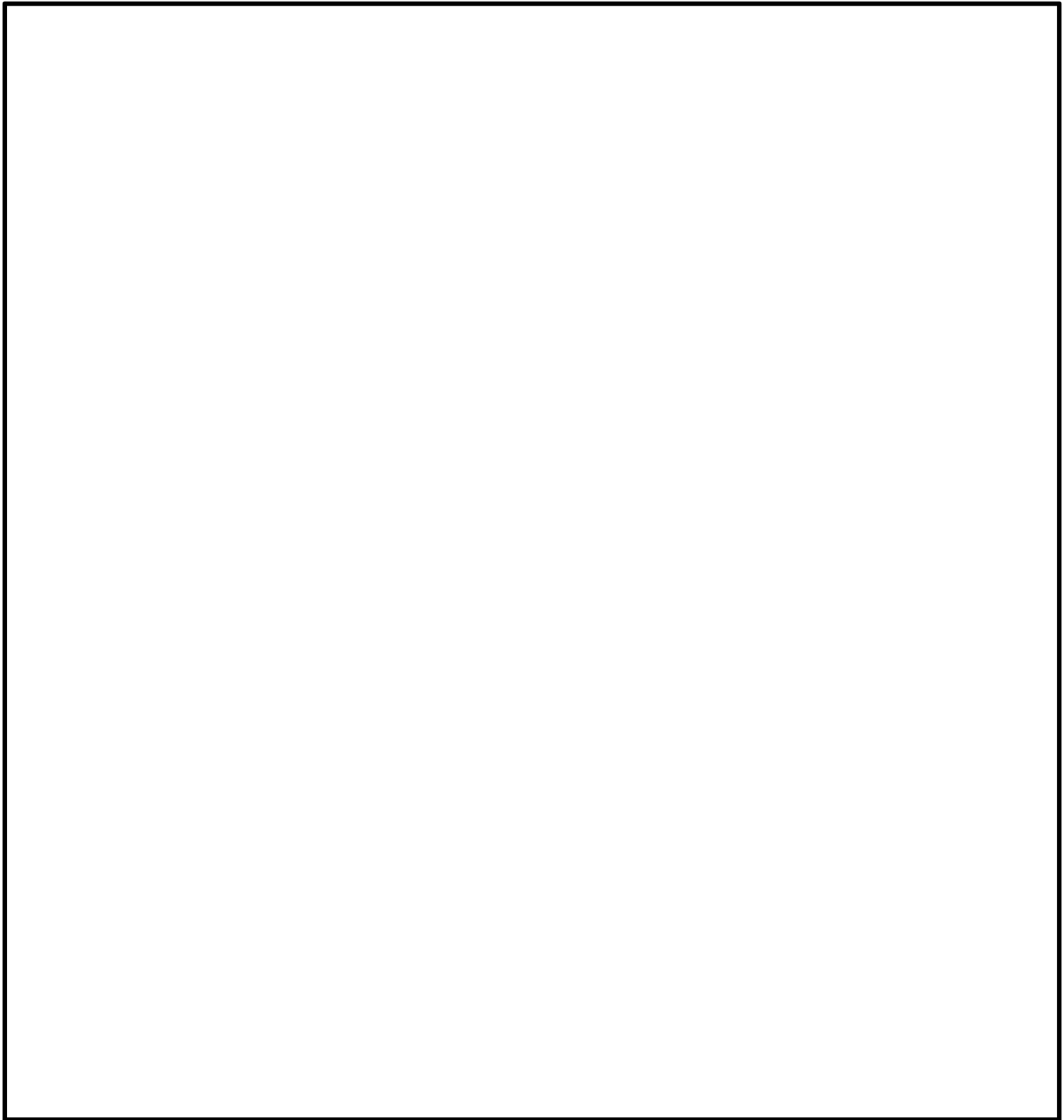
第 1.13-13 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給）



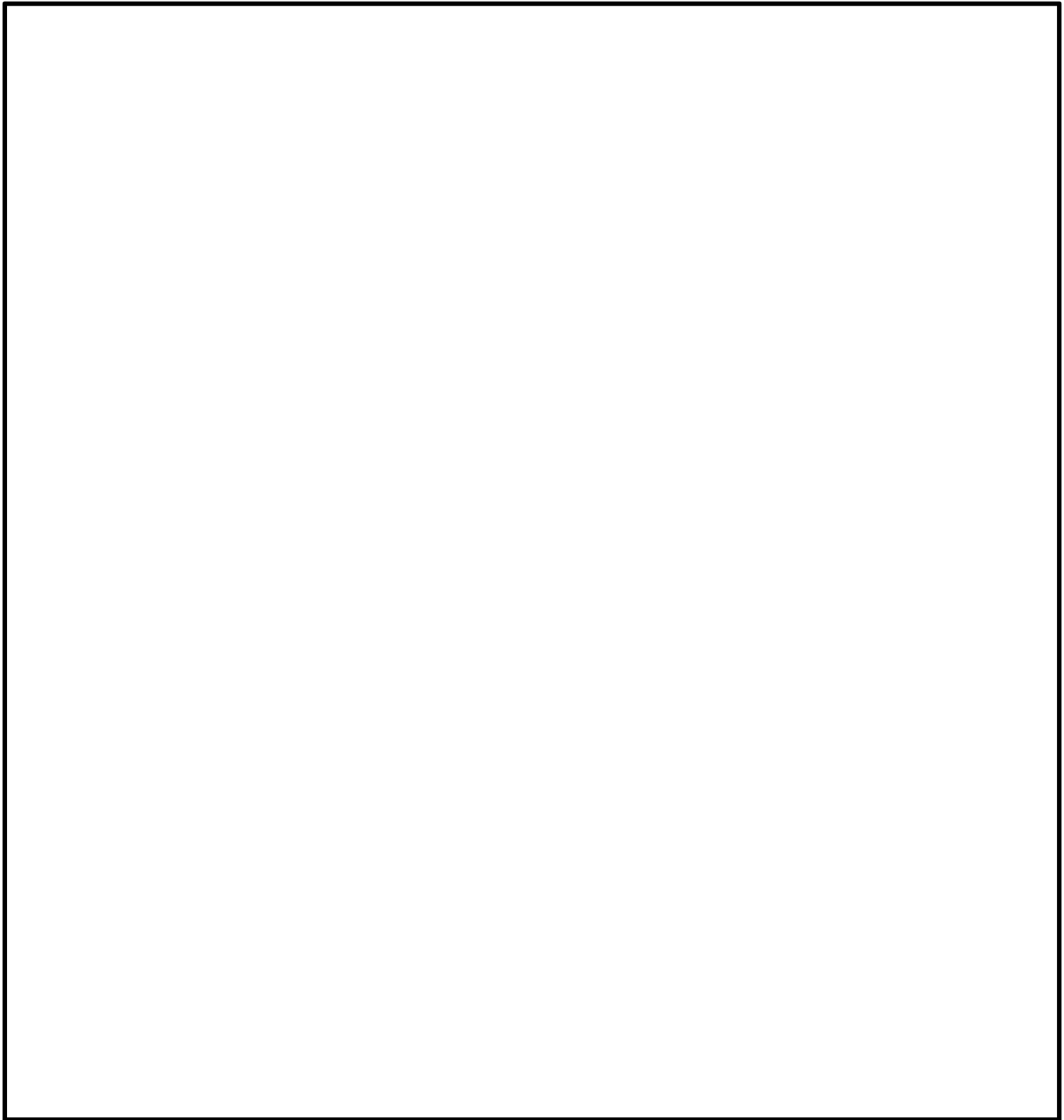
第 1.13-14 図 ホース敷設図（淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給）



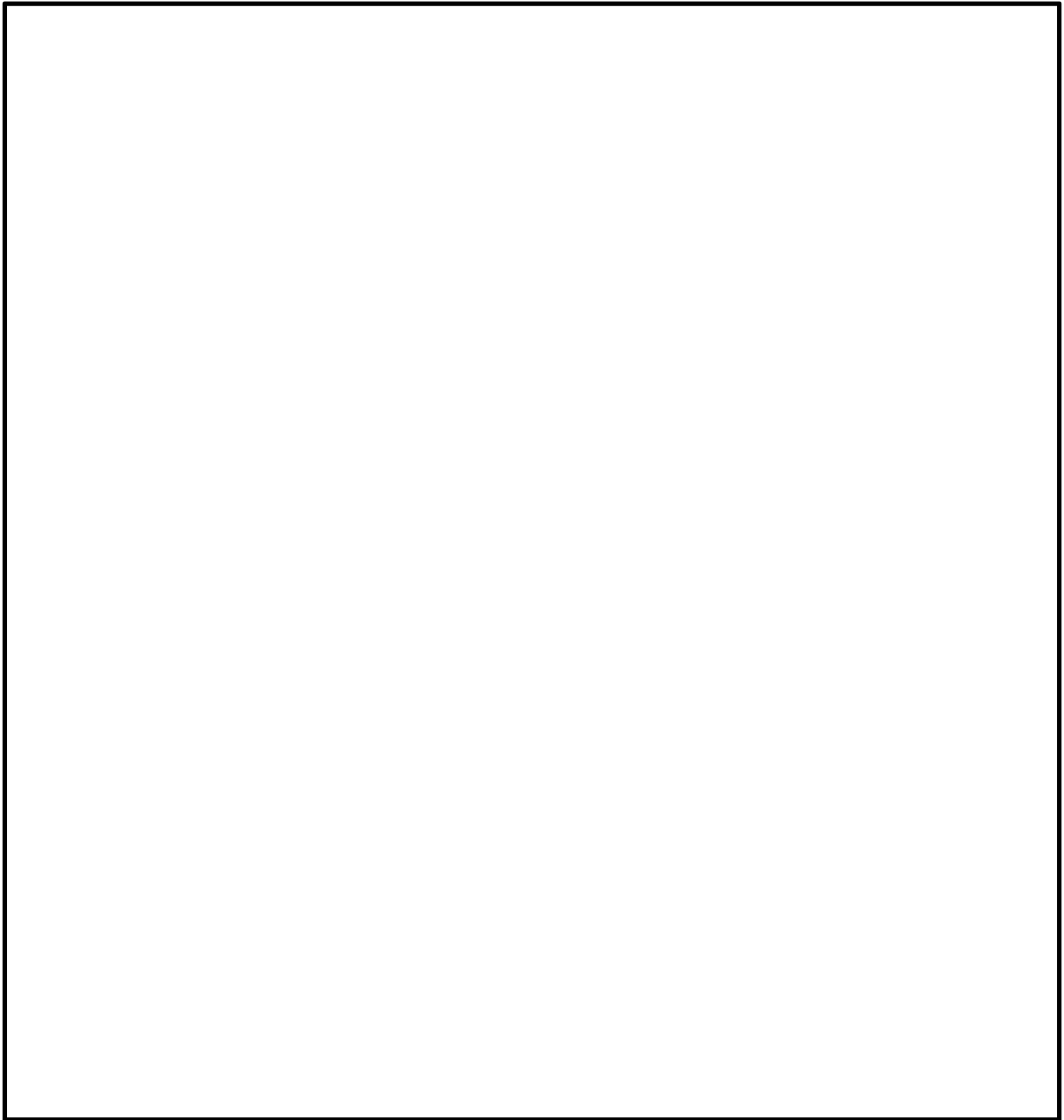
第 1.13-15 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプ  
によるフィルタ装置スクラビング水補給）



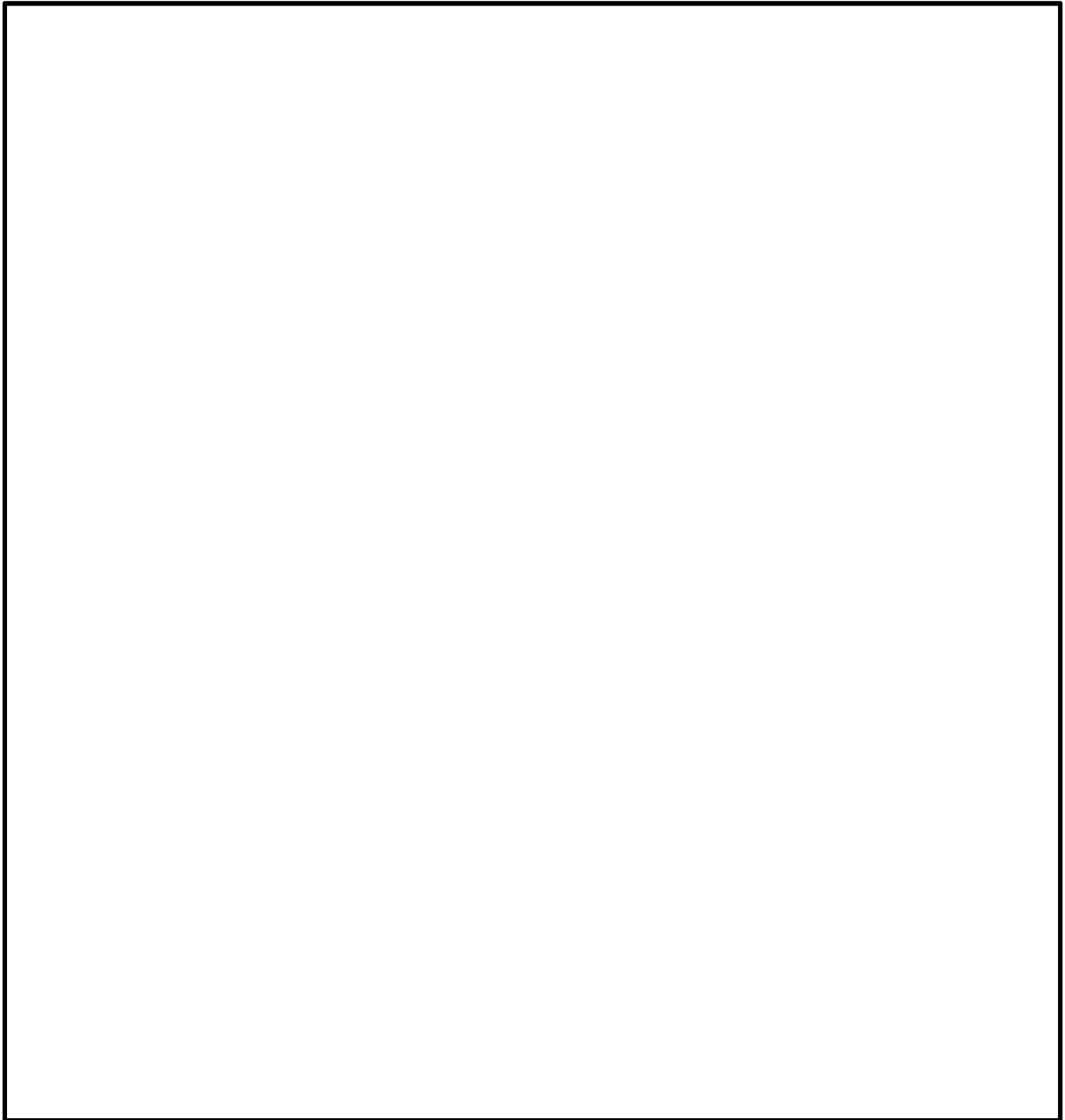
第 1.13-16 図 ホース敷設図（淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



第 1. 13-17 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプ  
による代替淡水貯槽への補給）

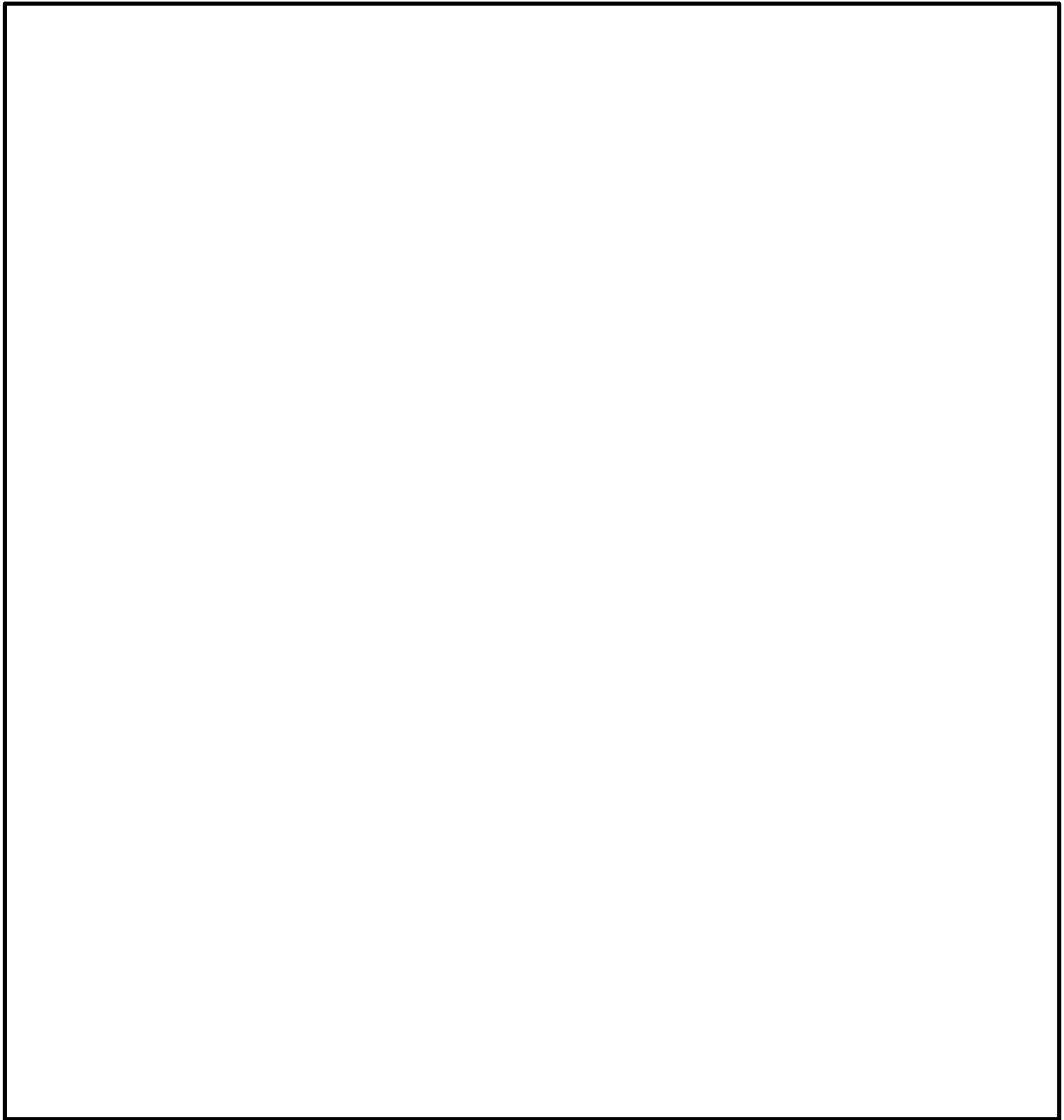


第 1.13-18 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）

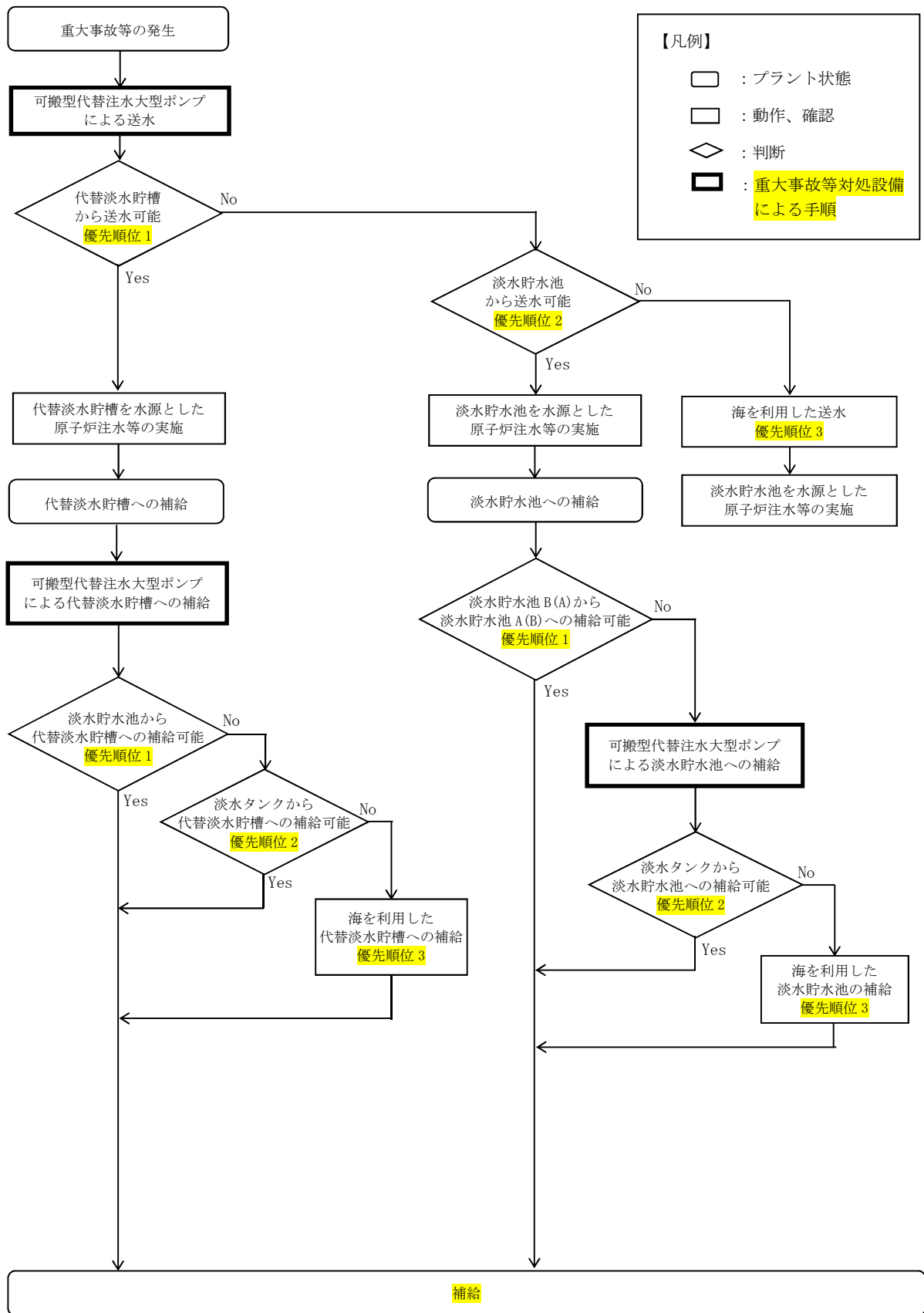


第 1.13-19 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給）





第 1.13-20 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給）



第 1.13-21 図 重大事故発生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(1.13)	番号	設置許可基準規則(56条)	技術基準規則(71条)	番号
<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p><b>【本文】</b>                      設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b>                      設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p><b>【解釈】</b>                      1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置を行うために手順等をいう。</p>	—	<p><b>【解釈】</b>                      1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な設備」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71条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	②	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	⑨
b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
c) 海を水源として利用できること。	④	c) 海を水源として利用できること。	c) 海を水源として利用できること。	⑪
d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
f) 水の供給が中断することがないように、水源の切り替え手順等を定めること。	⑦	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。(PWR)	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。(PWR)	—

※1：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/4)

  : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 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
代替淡水貯槽を利用した対応（常設代替 低圧注水系ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	新設	①②③ ⑤⑥⑦ ⑧⑨⑩ ⑫⑬	ろ過水貯蔵タンク、多目的 タンクを利用した対応	ろ過水貯蔵タンク	常設	-	-	-
	常設低圧代替注水系ポンプ	新設			多目的タンク	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			電動駆動消火ポンプ	常設			
	-	-	-		ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
	-	-	-		-	-			
	-	-	-		復水貯蔵タンク	常設			
	-	-	-		復水移送ポンプ	常設			
	-	-	-		制御棒駆動水圧系ポンプ	常設			
	-	-	-		-	-			
	-	-	-		-	-			
代替淡水貯槽を利用した対応（可搬型 代替注水大型ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	淡水タンクを利用した 対応	多目的タンク	常設	-	-	-
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	ホース	新設			純水貯蔵タンク	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			原水タンク	常設			
	フィルタベント装置補給水 ライン配管・弁	新設			多目的タンク配管・弁	常設			
	燃料補給設備	新設			-	-			
	-	-			-	-			
サブプレッション・プール を利用した対応	サブプレッション・プール	既設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-
	-	-		-	-	-	-	-	-
淡水貯水池を利用した対応	淡水貯水池A ※1	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-
	淡水貯水池B ※1	新設		-	-	-	-	-	
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設		-	-	-	-	-	
	ホース	新設		-	-	-	-	-	
	低圧代替注水系配管・弁	新設		-	-	-	-	-	
	フィルタベント装置補給水 ライン配管・弁	新設		-	-	-	-	-	
	燃料補給設備	新設		-	-	-	-	-	

※1: 本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

  : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 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	
海を利用した対応	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	海を利用した対応	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	-	-		
	ホース	新設			ホース	可搬				
	低圧代替注水系配管・弁	新設			残留熱除去系海水系配管・弁・熱交換器	常設				
	S A用海水ピット取水塔	新設			D/G 2 C海水系配管・弁	常設				
	海水引込管	新設			D/G 2 D海水系配管・弁	常設				
	S A用海水ピット	新設			H P C S D/G海水系配管・弁	常設				
	燃料補給設備	新設			S A用海水ピット取水塔	常設				
	放水砲	新設			海水引込管	常設				
	泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	新設			S A用海水ピット	常設				
	-	-			-	燃料補給設備				常設 可搬
ほう酸水注入系貯蔵タンクを利用した対応	ほう酸水貯蔵タンク	既設	① ② ⑧	-	-	-	-	-		
	ほう酸水注入ポンプ	既設								
	-	-	-							
淡水貯水池から代替淡水貯槽への補給	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	淡水タンクから代替淡水貯槽への補給	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	170分	8名	自主対策とする理由は本文参照	
	ホース	新設			ホース	可搬				
	淡水貯水池 A ※1	新設			多目的タンク	常設				
	淡水貯水池 B ※1	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設				
	代替淡水貯槽	新設			純水貯蔵タンク	常設				
	燃料補給設備	新設			原水タンク	常設				
	-	-			-	多目的タンク配管・弁				常設
	-	-			-	燃料補給設備				常設 可搬

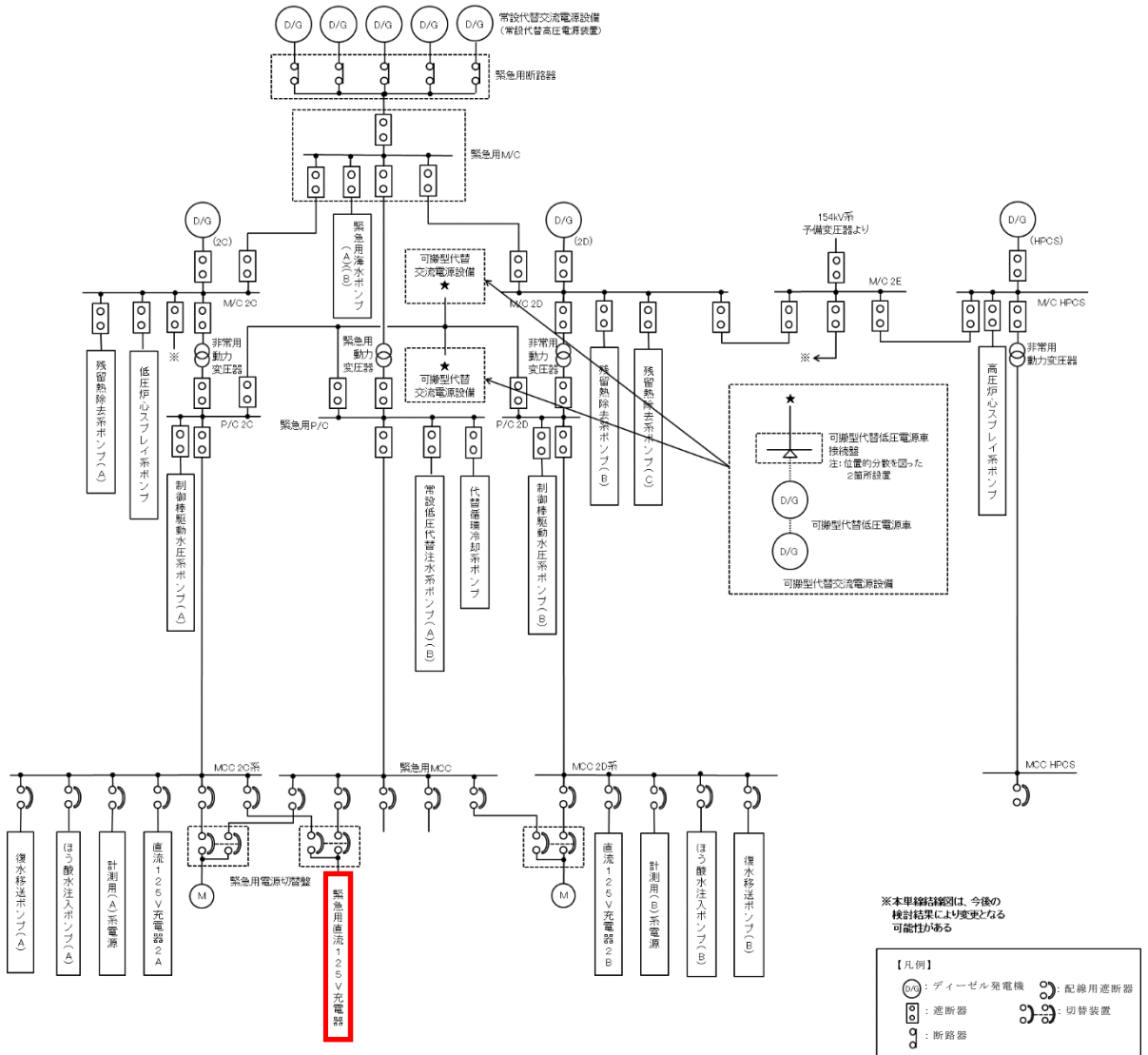
※1: 本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/4)

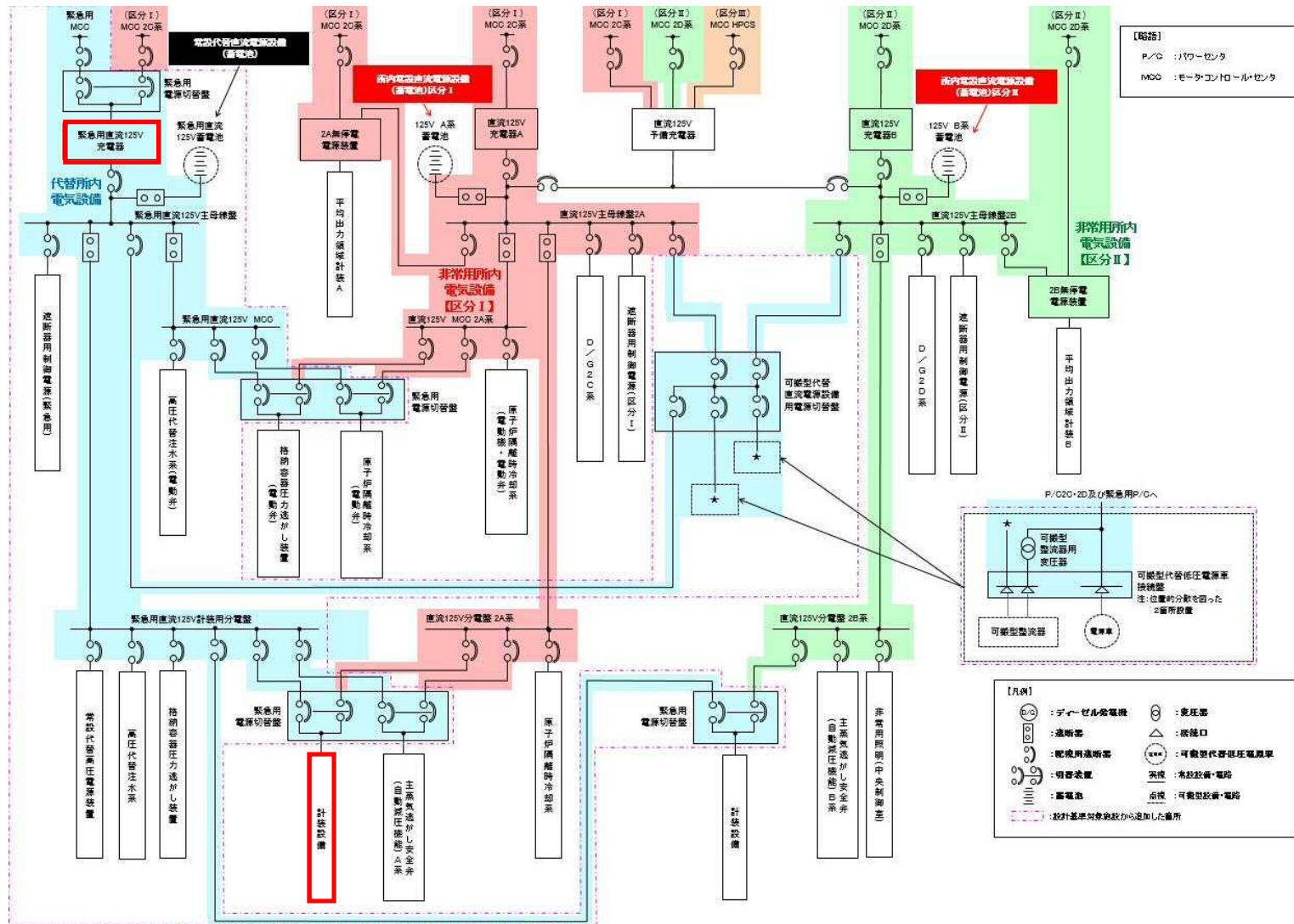
  : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 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	
海から代替淡水貯槽への補給	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-	
	ホース	新設								
	S A用海水ビット取水塔	新設								
	海水引込管	新設								
	S A用海水ビット	新設								
	代替淡水貯槽	新設								
	燃料補給設備	新設								
-	-	-	-	-	-	-	-	-		
海から淡水貯水池への補給	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	淡水貯水池A(B)への補給	淡水貯水池A ※1	常設	60分	2名	自主対策とする理由は本文参照	
	ホース	新設			淡水貯水池B ※1	常設				
	S A用海水ビット取水塔	新設			淡水貯水池配管・弁	常設				
	海水引込管	新設		淡水タンクから淡水貯水池への補給	-	-	-	-	-	-
	S A用海水ビット	新設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	165分	8名	自主対策とする理由は本文参照	
	淡水貯水池A ※1	新設			ホース	可搬				
	淡水貯水池B ※1	新設			多目的タンク	常設				
	燃料補給設備	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設				
	-	-			純水貯蔵タンク	常設				
					原水タンク	常設				
		多目的タンク配管・弁	常設							
		淡水貯水池A ※1	常設							
		淡水貯水池B ※1	常設							
		燃料補給設備	常設可搬							

※1: 本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)



第1図 対応手順として選定した設備の電源構成図



第 2 図 対応手順として選定した設備の電源構成図（直流系）



重大事故等対処設備（設計基準拡張設備含む）及び自主対策設備仕様

	機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程 (最高使用 圧力)	台数
重大事故等 対処設備	代替淡水貯槽	常設	Sクラス	4300 m <sup>3</sup>	—	1 個
	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	Sクラス	約 200 m <sup>3</sup> /h	約 200m	2 台
	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	Sクラス※1	約 1440 m <sup>3</sup> /h	(1.4MPa)	7 台
	サブプレッション・プール	常設	Sクラス	3300 m <sup>3</sup>	—	1 個
	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	Sクラス	約 136 m <sup>3</sup> /h	約 882m	1 台
	代替循環冷却系ポンプ	常設	Sクラス	約 200 m <sup>3</sup> /h	約 200m	1 台
	緊急用海水ポンプ	常設	Sクラス	約 844 m <sup>3</sup> /h	約 130m	2 台
	ほう酸水貯蔵タンク	常設	Sクラス	19.5 m <sup>3</sup>	—	1 個
	ほう酸水注入ポンプ	常設	Sクラス	9.78 m <sup>3</sup> /h	870m	2 台
重大事故等 対処設備 (設計基準 拡張)	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	Sクラス	142 m <sup>3</sup> /h	869m	1 台
	高圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	Sクラス	1576.5 m <sup>3</sup> /h	196.6m	1 台
	残留熱除去系ポンプ	常設	Sクラス	1691.9 m <sup>3</sup> /h	85.3m	3 台
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	Sクラス	1638.3 m <sup>3</sup> /h	169.5m	1 台
自主対策 設備	ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	963 m <sup>3</sup>	—	1 個
	多目的タンク	常設	Cクラス	963 m <sup>3</sup>	—	1 個
	電動駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	227.1 m <sup>3</sup> /h	89m	1 台
	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	228 m <sup>3</sup> /h	90m	1 台
	復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	656 m <sup>3</sup>	—	2 個
	制御棒駆動水圧系ポンプ	常設	Bクラス	46.3 m <sup>3</sup> /h	823m	2 台
	復水移送ポンプ	常設	Bクラス	145.4 m <sup>3</sup> /h	85.4m	2 台
	純水貯蔵タンク	常設	Cクラス	103 m <sup>3</sup>	—	1 個
	原水タンク	常設	Cクラス	372 m <sup>3</sup>	—	1 個

※1: Sクラスの機能維持

## 重大事故対策の成立性

## 1. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

## a. 操作概要

災害対策本部長は、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源を確保し（代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、送水ルートを決

定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、代替淡水貯槽周辺）

## c. 必要要員数及び操作時間

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水に必要な要員（8名）、所要時間（150分）のうち、代替淡水貯槽及び東側接続口を使用した注水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 150分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

## d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保する。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，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLED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，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

## 2. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

## a. 操作概要

災害対策本部長は、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源を確保し（淡水貯水池への可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、送水ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、淡水貯水池を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、淡水貯水池周辺）

## c. 必要要員数及び操作時間

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水に必要な要員（8名）、所要時間（170分）のうち、淡水貯水池及び西側接続口を使用した注水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 170分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

## d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保する。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、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLED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、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

## 3. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

## a. 操作概要

災害対策本部長は、海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源を確保し（海への可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、送水ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、海を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、海周辺）

## c. 必要要員数及び操作時間

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水に必要な要員（8名）、所要時間（150分）のうち、海及び西側接続口に必要要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 150分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

## d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保する。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，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLED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，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

## 4. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

## a. 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給が必要な状況において、水源を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された補給ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟南側周辺、淡水貯水池、淡水タンク及び海周辺）

## c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な要員（10名）、所要時間（175分）のうち、淡水タンクから代替淡水貯槽への補給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 175分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

## d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保する。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，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLED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，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

## 5. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給

## (1) 淡水貯水池への直接補給 (淡水)

## a. 操作概要

災害対策本部長は、淡水貯水池への補給が必要な状況において、水源を確保し淡水貯水池 B (A) を選定する。現場では、弁開操作によりにより淡水貯水池 A (B) へ補給する。

## b. 作業場所

屋外 (淡水貯水池周辺)

## c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2 名 (重大事故等対応要員)

所要時間目安 : 60 分 (当該弁は、設置未完のため実績時間なし)

## d. 操作の成立性について

作業環境：夜間での作業の場合は、ヘッドライト及びLEDライトにて作業を行う。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, 綿手袋, ゴム手袋) を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：ヘッドライト及びLED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、現場への移動は、地震等によ

る重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性： 弁の開閉操作に特殊な操作は無く、容易に操作可能である。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： 衛星電話設備(固定型, 携帯型), 無線連絡設備(固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備により, 災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

## 6. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

## a. 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給が必要な状況において、水源を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された補給ルートを確認した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

## b. 作業場所

屋外（淡水貯水池，淡水タンク及び海周辺）

## c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給に必要な要員（8名），所要時間（165分）のうち，淡水タンクから淡水貯水池への補給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 165分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

## d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保する。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，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行

う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLED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、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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：衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替大型注水ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



東海港での送水訓練  
(ホース敷設)



東海港での送水訓練  
(水中ポンプ設置)



車両操作訓練 (ポンプ起動)



夜間での送水訓練  
(ホース敷設)



夜間での送水訓練  
(放水)

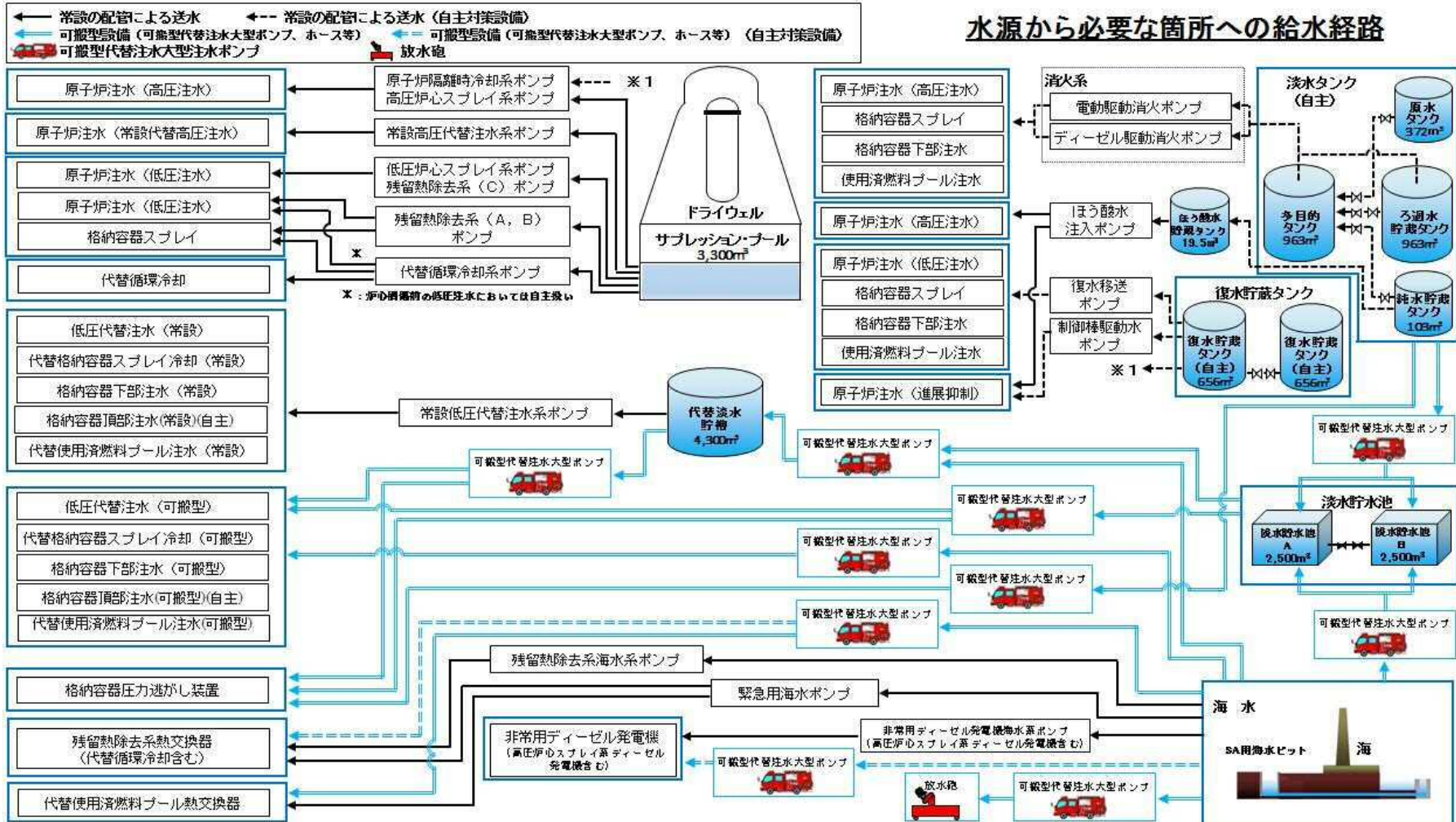


放射線防護具装着による送水訓練  
(ホース敷設)



放射線防護具装着による送水訓練  
(水中ポンプ設置)

### 水源から必要な箇所への給水経路





操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容	解釈
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順	(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	接続口の弁 —
	(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順	a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	接続口の弁 —
	(8) 海を水源とした対応手順	a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	接続口の弁 —
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給のための対応手順	(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段	a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁 —
		(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手段	a. 淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給
	b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給	多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁 —	

手順のリンク先について

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

リンク先一覧 (1/10)

手順等		リンク先	
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
1. 13. 2. 1(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）			
1. 13. 2. 1(1)a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1. 13. 2. 1(1)a. (a)	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	【1. 4. 2. 1(1)a. (a)】	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
1. 13. 2. 1(1)a. (b)	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	【1. 4. 2. 1(3)a. (a)】	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
1. 13. 2. 1(1)a. (c)	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1. 8. 2. 2(1)c.】	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
1. 13. 2. 1(1)b. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却			
1. 13. 2. 1(1)b. (a)	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断前）	【1. 6. 2. 1(1)a. (a)】	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ
1. 13. 2. 1(1)b. (b)	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断時）	【1. 6. 2. 2(1)a. (a)】	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ
1. 13. 2. 1(1)c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水			
1. 13. 2. 1(1)c. (a)	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	【1. 8. 2. 1(1)a.】	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却

リンク先一覧 (2/10)

手順等		リンク先	
1. 13. 2. 1(1)d. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水			
1. 13. 2. 1(1)d. (a)	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水	【1. 10. 2. 1(1)a.】	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水
1. 13. 2. 1(1)e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1. 13. 2. 1(1)e. (a)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	【1. 11. 2. 1(1)a.】	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
1. 13. 2. 1(1)e. (b)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	【1. 11. 2. 2(1)a.】	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
1. 13. 2. 1(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）			
1. 13. 2. 1(2)a.	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	本資料に記載	
1. 13. 2. 1(2)b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1. 13. 2. 1(2)b. (a)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	【1. 4. 2. 1(1)a. (b)】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)b. (b)	低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却	【1. 4. 2. 1(3)a. (b)】	低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)b. (c)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1. 8. 2. 2(1)d.】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却			
1. 13. 2. 1(2)c. (a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断前）	【1. 6. 2. 1(1)a. (b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)c. (b)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断時）	【1. 6. 2. 2(1)a. (b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
1. 13. 2. 1(2)d. (a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1. 5. 2. 1(1)a. (b)】 【1. 7. 2. 1(1)a. (b)】 【1. 5. 2. 1(2)a. (b)】 【1. 7. 2. 1(2)a. (b)】	フィルタ装置スクラビング水補給

リンク先一覧 (3/10)

手順等		リンク先	
1. 13. 2. 1(2)e. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水			
1. 13. 2. 1(2)e. (a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	【1. 8. 2. 1(1)b.】	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)f. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水			
1. 13. 2. 1(2)f. (a)	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水	【1. 10. 2. 1(1)b.】	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1. 13. 2. 1(2)g. (a)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	【1. 11. 2. 1(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)g. (b)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	【1. 11. 2. 1(1)c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)g. (c)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	【1. 11. 2. 2(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)g. (d)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	【1. 11. 2. 2(1)c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順			
1. 13. 2. 1(3)a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水			
1. 13. 2. 1(3)a. (a)	高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）	【1. 2. 2. 1(1)a.】 【1. 2. 2. 2(1)a.】	中央制御室からの高圧代替注水系起動
1. 13. 2. 1(3)a. (b)	高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作による高圧代替注水系起動）	【1. 2. 2. 1(1)b.】 【1. 2. 2. 2(1)b.】	現場手動操作による高圧代替注水系起動
1. 13. 2. 1(3)a. (c)	原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1. 2. 2. 4(1)】	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(3)a. (d)	高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1. 2. 2. 4(2)】	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

リンク先一覧 (4/10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(3)b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(3)b.(a)	残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.3(1)】 【1.4.2.1(2)a.(a)】	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水
1.13.2.1(3)b.(b)	低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.3(2)】	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
1.13.2.1(3)c. サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却			
1.13.2.1(3)c.(a)	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	【1.6.2.3(1)】 【1.6.2.1(2)a.(a)】 【1.6.2.2(2)a.(a)】	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱
1.13.2.1(3)c.(b)	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール除熱	【1.6.2.3(2)】 【1.6.2.1(2)a.(b)】 【1.6.2.2(2)a.(b)】	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水除熱 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水除熱
1.13.2.1(3)d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の冷却			
1.13.2.1(3)d.(a)	代替循環冷却系による原子炉注水	【1.4.2.1(1)a.(c)】	代替循環冷却系による原子炉注水
1.13.2.1(3)d.(b)	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.1(3)a.(c)】	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(3)d.(c)	代替循環冷却系による格納容器除熱(炉心損傷判断前)	【1.6.2.1(1)a.(c)】	代替循環冷却系による格納容器除熱
1.13.2.1(3)d.(d)	代替循環冷却系による格納容器除熱(炉心損傷判断時)	【1.6.2.2(1)a.(c)】	代替循環冷却系による格納容器除熱
1.13.2.1(3)d.(e)	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	【1.7.2.1(1)b.】	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱
1.13.2.1(3)d.(f)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水(溶融炉心のベDESTタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止)	【1.8.2.2(1)e.】	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順			
1.13.2.1(4)a.	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載
1.13.2.1(4)b. 淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			

リンク先一覧 (5/10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(4)b.(a)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	【1.4.2.1(1)a.(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)b.(b)	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.1(3)a.(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(4)b.(c)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1)d.】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)c. 淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却			
1.13.2.1(4)c.(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断前）	【1.6.2.1(1)a.(b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(4)c.(b)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（炉心損傷判断時）	【1.6.2.2(1)a.(b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(4)d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
1.13.2.1(4)d.(a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.1(1)a.(b)】 【1.7.2.1(1)a.(b)】 【1.5.2.1(2)a.(b)】 【1.7.2.1(2)a.(b)】	フィルタ装置スクラビング水補給
1.13.2.1(4)e. 淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水			
1.13.2.1(4)e.(a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	【1.8.2.1(1)b.】	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(4)f. 淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水			
1.13.2.1(4)f.(a)	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水	【1.10.2.1(1)b.】	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1.13.2.1(4)g.(a)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)g.(b)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)g.(c)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1.11.2.2(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

リンク先一覧 (6/10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(4)g.(d)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレー	【1.11.2.2(1)c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレー（淡水/海水）
1.13.2.1(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(5)a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(5)a.(a)	消火系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)a.(d)】	消火系による原子炉注水
1.13.2.1(5)a.(b)	消火系による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.1(3)a.(d)】	消火系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(5)a.(c)	消火系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.1(1)c.】	消火系によるデブリ冷却
1.13.2.1(5)a.(d)	消火系による原子炉圧力容器への注水	【1.8.2.2(1)f.】	消火系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(5)b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却			
1.13.2.1(5)b.(a)	消火系による格納容器スプレー（炉心損傷前）	【1.6.2.1(1)a.(d)】	消火系による格納容器スプレー
1.13.2.1(5)b.(b)	消火系による格納容器スプレー（炉心損傷後）	【1.6.2.2(1)a.(d)】	消火系による格納容器スプレー
1.13.2.1(5)c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水			
1.13.2.1(5)c.(a)	消火系によるデブリ冷却	【1.8.2.1(1)c.】	消火系によるデブリ冷却
1.13.2.1(5)d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水			
1.13.2.1(5)d.(a)	消火系による使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)e.】	消火系による使用済燃料プール注水
1.13.2.1(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(6)a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時の原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(6)a.(a)	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	【1.2.2.3(1)b.】	制御棒駆動水圧系による原子炉注水

リンク先一覧 (7/10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(6)b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(6)b.(a)	補給水系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)a.(e)】	補給水系による原子炉注水
1.13.2.1(6)b.(b)	補給水系による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.1(3)a.(e)】	補給水系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(6)b.(c)	補給水系によるデブリ冷却	【1.8.2.1(1)d.】	補給水系によるデブリ冷却
1.13.2.1(6)b.(d)	補給水系による原子炉圧力容器への注水	【1.8.2.2(1)g.】	補給水系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(6)c. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却			
1.13.2.1(6)c.(a)	補給水系による格納容器スプレー (炉心損傷前)	【1.6.2.1(1)a.(e)】	補給水系による格納容器スプレー
1.13.2.1(6)c.(b)	補給水系による格納容器スプレー (炉心損傷後)	【1.6.2.2(1)a.(e)】	補給水系による格納容器スプレー
1.13.2.1(6)d. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水			
1.13.2.1(6)d.(a)	補給水系によるデブリ冷却	【1.8.2.1(1)d.】	補給水系によるデブリ冷却
1.13.2.1(6)e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水			
1.13.2.1(6)e.(a)	補給水系による使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)d.】	補給水系による使用済燃料プール注水
1.13.2.1(7) 淡水タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(7)a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載	
1.13.2.1(7)b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
1.13.2.1(7)b.(a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.1(1)a.(b)】 【1.7.2.1(1)a.(b)】 【1.5.2.1(2)a.(b)】 【1.7.2.1(2)a.(b)】	フィルタ装置スクラビング水補給



リンク先一覧 (8/10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8) 海を水源とした対応手順			
1.13.2.1(8)a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載	
1.13.2.1(8)b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(8)b.(a)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	【1.4.2.1(1)a.(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)b.(b)	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.1(3)a.(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(8)b.(c)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1)d.】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)c. 海を水源とした格納容器内の冷却			
1.13.2.1(8)c.(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレ（炉心損傷判断前）	【1.6.2.1(1)a.(b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(8)c.(b)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレ（炉心損傷判断時）	【1.6.2.2(1)a.(b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）
1.13.2.1(8)d. 海を水源とした格納容器下部への注水			
1.13.2.1(8)d.(a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	【1.8.2.1(1)b.】	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(8)e. 海を水源とした格納容器頂部への注水			
1.13.2.1(8)e.(a)	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水	【1.10.2.1(1)b.】	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1.13.2.1(8)f.(a)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)f.(b)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)f.(c)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1.11.2.2(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

リンク先一覧 (9/10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8)f.(d)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	【1.11.2.2(1)c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水）
1.13.2.1(8)g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送			
1.13.2.1(8)g.(a)	緊急用海水系による冷却水の確保	【1.5.2.2(1)a.】	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(8)g.(b)	代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保	【1.5.2.2(1)b.】	代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(8)h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制			
1.13.2.1(8)h.(a)	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	【1.12.2.1(1)a.】	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
1.13.2.1(8)i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火			
1.13.2.1(8)i.(a)	可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	【1.12.2.2(2)a.】	可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火
1.13.2.1(8)j. 海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替海水送水			
1.13.2.1(8)j.(a)	非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧	【1.14.2.1(3)】	非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧
1.13.2.1(8)k. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱			
1.13.2.1(8)k.(a)	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	【1.11.2.4(1)a.】	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱
1.13.2.1(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
1.13.2.1(9)a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入			
1.13.2.1(9)a.(a)	原子炉制御「反応度制御」	【1.1.2.1(2)】	原子炉制御「反応度制御」
1.13.2.1(9)a.(b)	ほう酸水注入系による原子炉注水	【1.2.2.3(1)a.】	ほう酸水注入系による原子炉注水
1.13.2.1(9)a.(c)	ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入	【1.8.2.2(1)h.】	ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入

リンク先一覧 (10/10)

手順等	リンク先
1.13.2.2 水源へ水を補給のための対応手順	
1.13.2.2(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順	
1.13.2.2(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水)	
1.13.2.2(1)a.(a)	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 本資料に記載
1.13.2.2(1)a.(b)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 本資料に記載
1.13.2.2(1)a.(c)	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 本資料に記載
1.13.2.2(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順	
1.13.2.2(2)a. 淡水貯水池B (A) から淡水貯水池A (B) への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 (淡水/海水)	
1.13.2.2(2)b.(a)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 本資料に記載
1.13.2.2(2)b.(b)	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 本資料に記載
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順	
1.13.2.3(1) 淡水から海水への切り替え	本資料に記載
1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順	本資料に記載
1.13.2.5 重大事故等発生時の対応手段の選択	本資料に記載

## 1.14 電源の確保に関する手順等

### <目 次>

#### 1.14.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M/C 2E経由）によるM/C 2C・2Dへの給電

(c) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(b) 重大事故等対処設備

##### c. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

(b) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

(c) 重大事故等対処設備

##### d. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による給油

(b) 重大事故等対処設備

e. 手順等

1.14.2 重大事故等発生時の手順等

1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順

- (1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
  - a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
  - b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- (2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M/C 2E経由）によるM/C 2C・2Dへの給電
- (3) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

- (1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
  - a. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
  - b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- (2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧

1.14.2.3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順

- (1) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
  - a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
  - b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
- (2) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
  - a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
  - b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4 燃料の補給手順

- (1) 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給

(2) タンクローリから各機器への給油

(3) 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

1.14.2.6 重大事故等発生時の対処設備の選択

添付資料1.14.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.14.2 重大事故対策の成立性

1. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
2. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M/C 2 E経由）によるM/C 2 C・2 Dへの給電
4. 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替海水送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧
5. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
6. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
7. 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧
8. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
9. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
10. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
11. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
12. 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給
13. タンクローリから各機器等への給油
14. 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

添付資料1.14.3 不要直流負荷 切離しリスト

添付資料1.14.4 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

添付資料1.14.5 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 操作の成立性の解釈一覧





## 1.14 電源の確保に関する手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - (1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保
    - a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。
    - b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。
    - c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。

d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

## 1.14.1 対応手段と設備の選定

### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

外部電源が喪失した場合において、非常用所内電気設備及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として、非常用ディーゼル発電機（以下「D/G」という。）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「HPCS D/G」という。）及び蓄電池を設置している。

また、D/G、HPCS D/G及び蓄電池より給電された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として、非常用所内電気設備であるメタクラ（以下「M/C」という。）、パワーセンター（以下「P/C」という。）、モーターコントロールセンター（以下「MCC」という。）、直流充電器及び直流主母線盤等<sup>※1</sup>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重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.14.1-1図）。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十七条及び技術基準

規則第七十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備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、設計基準事故対処設備の故障として、非常用所内電気設備への交流電源による給電並びに直流設備への直流電源による給電に使用する設備及び所内電気設備の故障を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と、整備する手順についての関係を第1.14.1-1表に整理する。

a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源が喪失した場合は、設計基準事故対処設備であるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gにより、非常用所内電気設備であるM/C 2C・2D・HPCSへ交流電源を自動で給電するが、D/G 2C・2Dの故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）により非常用所内電気設備に給電し、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及びD/Gの故障により非常用所内電気設備への給

電ができない場合は、D/G 2C・2Dの電源供給機能の代替手段として、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）へ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

- ・常設代替高圧電源装置
- ・軽油貯蔵タンク
- ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
- ・緊急用M/C

ii) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備の故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は、常設代替交流電源設備の電源供給機能の代替手段として、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるP/C 2C・2Dへ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

- ・可搬型代替低圧電源車
- ・可搬型設備用軽油タンク
- ・タンクローリ

(b) 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機（常用M/C 2E経由）によるM/C 2C・2Dへの給電

外部電源喪失及びD/G 2C・2Dの故障により、M/C 2C・2Dへの給電ができない場合に、設計基準事故対処設備であるHPCS D/G、非常用所内電気設備であるM/C HPCS及び常用所内電気設備であるM/C 2Eの使用が可能であって、さらにM/C HPCSの負荷であるHPCSポンプの停止が可能な場合は、D/G 2C・2Dの電源供給機能の代替手段として、HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2Eを介して非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）へ給電する手段がある。

HPCS D/G（常用M/C 2E経由）によるM/C 2C・2Dへの給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第

1.14.1-2図に示す。

- ・HPCS D/G
- ・M/C HPCS
- ・M/C 2E

(c) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系（以下「D/G海水系」という。）のポンプ等の故障によりD/G 2C・2D及びHPCS D/Gのディーゼル機関の冷却機能喪失により、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gによる非常用所内電気設備への給電ができない場合は、D/G海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプによりD/G海水系に海水又は淡水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、D/G 2C・2D及びH

P C S D / G の電源供給機能を復旧する手段がある。

なお、審査基準及び基準規則の要求機能ではないため自主対策として位置付けるが、重大事故等発生時において電源供給機能の復旧が期待できる。

D / G 海水系への代替送水による D / G 2 C, 2 D 及び H P C S D / G の電源供給機能の復旧で使用する設備は以下のとおり。概略系統図を第1.14.1-4図に示す。

- ・ D / G 2 C
- ・ D / G 2 D
- ・ H P C S D / G
- ・ D / G 2 C 海水系配管・弁
- ・ D / G 2 D 海水系配管・弁
- ・ H P C S D / G 海水系配管・弁
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「(a) i) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ及び緊急用 M / C は重大事故等対処設備として位置づける。

「(a) ii) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置づける。



「(b) HPCS D/G (常用M/C 2E経由) によるM/C 2C・2Dへの給電」で使用する設備のうち、設計基準事故対処設備であるHPCS D/G及びM/C HPCSは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「(c) D/G海水系への代替送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧」で使用する設備のうち、設計基準事故対処設備であるD/G 2C・2D, HPCS D/G, D/G 2C・2D海水系配管・弁及びHPCS D/G海水系配管・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。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、交流電源が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・M/C 2E

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、M/C 2C・2D・HPCSと同等の母線容量(3,000A)を有しており、健全性が確認できた場合は電源融通電路として使用できることから、事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

・ホース

重大事故等発生時に機能喪失を想定する設計基準事故対処設備であるD/G海水系の冷却機能を代替する設備であり、技術基準上の要求事項を満たすことは困難であるが、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gが使用可能な場合は、D/G海水系に海水又は淡水を送水し、D/G海水系の冷却機能を確保することで、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能を復旧できるため、事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及びD/Gの故障により直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合は、代替直流電源設備である所内常設直流電源設備（又は可搬型代替直流電源設備）により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2Bに給電し、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

また、直流±24V充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合は、代替直流電源設備である所内常設直流電源設備により非常用所内電気設備である直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bに給電し、原子炉未臨界状態の確認に必要な電力を確保する。

i) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及びD/Gの故障により非常用所内電気設備である直流125V充電器A・B及び直流±24V充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合は、所内常設直流電源設備である125V A系・B系

蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池 A 系・ B 系により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・ 2 B 及び直流±24V中性子モニタ用分電盤 2 A・ 2 B へ無停電で直流電源が給電される。

125V A 系・ B 系蓄電池は、自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要な直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において不要な負荷を切り離すことで、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり、直流125V主母線盤 2 A・ 2 B へ給電する。

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

- ・ 125V A 系蓄電池
- ・ 125V B 系蓄電池
- ・ 中性子モニタ用蓄電池 A 系
- ・ 中性子モニタ用蓄電池 B 系

ii) 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

所内常設直流電源設備である125V A 系・ B 系蓄電池から直流125V主母線盤 2 A・ 2 B への自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器 A・ B の交流入力電源の復旧が見込めず、125V A 系・ B 系蓄電池が枯渇する恐れがある場合は、125V A 系・ B 系蓄電池の電源供給機能の代替手段として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・ 2 B へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

- ・可搬型代替低圧電源車
- ・可搬型設備用軽油タンク
- ・タンクローリ
- ・可搬型整流器

iii) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

外部電源喪失及びD/Gの故障により直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失し、125V A系・B系蓄電池から直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から24時間以上経過により125V A系・B系蓄電池が枯渇した場合は、制御電源が喪失しているM/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの遮断器を手動にて投入し電路を構成した後、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）により非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）に給電することで、M/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの遮断器用制御電源を復旧する手段がある。

常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図及び第1.14.1-3図に示す。

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧の場合】

- ・常設代替高圧電源装置
- ・軽油貯蔵タンク
- ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
- ・緊急用M/C

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧の場合】

- ・可搬型代替低圧電源車
- ・可搬型設備用軽油タンク
- ・タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備

「i) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、125V A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系は重大事故等対処設備として位置づける。

「ii) 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び可搬型整流器は重大事故等対処設備として位置づける。

「iii) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧」で使用する設備のうち、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ、緊急用M/C、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ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1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、直流電源が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

c. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備

非常用所内電気設備の機能が喪失した場合に、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）及び代替直流電源設備である常設代替直流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）から代替所内電気設備へ給電する手段がある。

なお、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、重大事故等が発生した場合において、共通要因である地震、津波、火災及び溢水により同時に機能を失うことなく、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

(a) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

i) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失した場合に、「a. (a) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の代替手段として、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備である緊急用M/Cへ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 軽油貯蔵タンク
- ・ 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
- ・ 緊急用M/C

ii) 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し、「c. (a) i) 常設

代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」ができない場合の代替手段として、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から代替所内電気設備である緊急用 P / C へ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

- ・ 可搬型代替低圧電源車
- ・ 可搬型設備用軽油タンク
- ・ タンクローリ
- ・ 緊急用 P / C

(b) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

i) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し、「b.(a) i) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」ができない場合の代替手段として、共通要因によって所内常設直流電源設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう物理的に分離を図った常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ自動で給電する手段がある。

また、通常状態において非常用所内電気設備から代替所内電気設備へ常時給電されるが、外部電源、D / G 及び非常用所内電気設備の電源供給機能の喪失により代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替交流電源設備であ

る可搬型代替低圧電源車) による給電を開始するまで、直流負荷の切り離しをせずに最大24時間にわたり、常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ無停電で直流電源が給電される。

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

- ・緊急用直流125V蓄電池

ii) 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し、常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に代替交流電源設備により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず、緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合に、「c. (b) i) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」の代替手段として可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

- ・可搬型代替低圧電源車
- ・可搬型設備用軽油タンク
- ・タンクローリ
- ・可搬型整流器



(c) 重大事故等対処設備

「(a) i) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ及び緊急用M/Cは重大事故等対処設備と位置づける。

「(a) ii) 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び緊急用P/Cは重大事故等対処設備と位置づける。

「(b) i) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、緊急用直流125V蓄電池は重大事故等対処設備として位置づける。

「(b) ii) 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び可搬型整流器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1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

d. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による給油

外部電源喪失及びD/Gの故障により、可搬型代替低圧電源車等の車両系設備及び常設代替高圧電源装置を使用して事故対応を行う場合には、それらの設備を必要な期間継続運転させるため、燃料補給設備により各設備へ燃料を給油する手段がある。

燃料補給設備による給油で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型設備用軽油タンク
- ・タンクローリ
- ・軽油貯蔵タンク
- ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備

燃料補給設備による給油で使用する設備のうち、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプは重大事故等対処設備と位置づける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、事故対応に必要な設備の燃料を確保し、運転を継続することができる。

e. 手順等

上記「a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備」、**「b. 交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備」**、「c. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備」及び「d. 燃料補給のための対応手段及

び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時運転手順書（事象ベース）及び重大事故等対策要領に定める（第1.14.1-1表）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する（第1.14.1-2表）。

（添付資料1.14.4）

## 1. 14. 2 重大事故等発生時の手順

### 1. 14. 2. 1 交流電源喪失時の対応手順

#### (1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

##### a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源及びD/Gの電源供給機能の喪失によりM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）に給電し、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

##### (a) 手順着手の判断基準

###### 【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の判断基準】

外部電源及びD/Gの電源供給機能が喪失し、M/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合。

###### 【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合。

###### 【緊急用M/C及びM/C 2C（又は2D）受電の判断基準】

常設代替高圧電源装置の運転状態において発電機の電圧（6,600V±10%）及び周波数（50Hz±5%）が精度内にある場合。

##### (b) 操作手順

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.1-2図及び第1.14.2.1-3図に、タイムチャートを第1.14.2.1-4図に示す。

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動を指示する。
- ② 運転員等は中央制御室にて、常設代替高圧電源装置を起動し、発電長に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑦へ

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

- ③ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を依頼する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は常設代替高圧電源装置置場（屋外）にて、常設代替高圧電源装置を起動し、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを報告する。
- ⑥ 災害対策本部は、発電長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを連絡する。

【緊急用M/C及びM/C 2C（又は2D）受電】

- ⑦ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用M/C及びM/C 2C（又は2D）受電開始を指示する。
- ⑧ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、M/C 2C（又は2D）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。

- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、緊急用M/Cの受電用遮断器を「入」とし、緊急用M/C母線を受電する。
- ※ 非常用所内電気設備の負荷である設計基準事故対処設備の故障等により機能が喪失している場合等、プラントの状況に応じて、「1.14.2.3(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」の手順を優先する。
- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、給電準備としてM/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの負荷の遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。
- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、緊急用M/CからM/C 2C（又は2D）受電のための遮断器を「入」とし、発電長にM/C 2C（又は2D）の受電が完了したことを報告する。
- ⑫ 発電長は、運転員等にM/C 2C（又は2D）、P/C 2C・2D及びMCC 2C系・2D系の負荷への給電開始を指示する。
- ⑬ 運転員等は中央制御室にて、M/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの必要な負荷の遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。
- ⑭ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤2A・2Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を4分以内、その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を82分以内と想定する。

**【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】**

中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を74分以内、その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を95分以内と想定する。

**【緊急用M/C及びM/C 2C（又は2D）受電】**

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから緊急用M/C及びM/C 2C（又は2D）受電完了までの所要時間を常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合87分以内、常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合100分以内と想定する。

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。

(添付資料1.14.2-1)

b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるP/C 2C・2Dに給電し、可搬型代替低圧電源車の定格電圧（440V）及び定格容量（1台あたり500kVA）の

範囲内で、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

【可搬型代替低圧電源車の起動の判断基準】

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電が見込めない場合。

【P/C 2C・2D受電の判断基準】

可搬型代替低圧電源車の運転状態において発電機の電圧（440V±10%）及び周波数（50Hz±5%）が精度内にある場合。

(b) 操作手順

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.1-5図に、タイムチャートを第1.14.2.1-6図に示す。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電準備開始を依頼する。
- ② 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電準備開始を指示する。
- ③ 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電準備開始を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車2台を配置し、可搬型代替低圧電源車から可搬型代



替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを、可搬型代替低圧電源車2台の間に可搬型代替低圧電源車用動力及び並列運転用制御ケーブルを布設し、接続する。

- ⑤ 運転員等は中央制御室にて、給電準備としてP/C 2C・2Dの負荷の遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。
- ⑥ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、P/C 2C・2Dの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認し、P/C 2C・2D負荷抑制のため、必要な負荷以外の遮断器を「切」とし、発電長に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電準備が完了したことを報告する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車からP/C 2C・2D間の連絡母線までの電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電準備が完了したことを報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車2台の起動及び並列操作によりP/C 2C・2D間の連絡母線への給電を実施し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電が完了したことを報告する。

### 【P/C 2C・2D受電】

- ⑩ 発電長は、運転員等にP/C 2C・2Dの受電開始を指示する。
- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、P/C 2C・2Dの連絡遮断器を「入」とし、P/C 2C・2Dを受電する。
- ⑫ 運転員等は中央制御室にて、P/C 2C・2Dの必要な負荷の遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、MCC 2C系・2D系の必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し）、非常用所内電気設備の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑭ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤2A・2Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

### (c) 操作の成立性

#### 【可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電】

中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車の起動完了までの所要時間を170分以内と想定する。

#### 【P/C 2C・2D受電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからP/C 2C・2D受電までの所要時間を

210分以内と想定する。

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。

(添付資料 1.14.2-2)

- (2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (常用M/C 2E経由) によるM/C 2C・2Dへの給電

外部電源喪失及びD/G 2C・2Dの故障により、M/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G, M/C HPCS及びM/C 2Eの使用が可能であって、さらにHPCSポンプの停止が可能な場合に、HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2Eを介してM/C 2C (又は2D) へ給電し、HPCS D/Gの仕様(3,500kVA) の範囲内で、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

- (a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失及びD/G 2C・2Dの故障により、M/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G, M/C HPCS及びM/C 2Eの使用が可能であって、さらにHPCSポンプの停止が可能な場合

- (b) 操作手順

HPCS D/G (常用M/C 2E経由) によるM/C 2C・2Dへの給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.1-7図に、タイムチャートを第1.14.2.1-8図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にHPCS D/GによるM/C 2C・2Dへの給電準備開始を指示する。
- ② 運転員等は中央制御室にて、給電準備としてM/C 2Eの予備変圧器受電用遮断器を「切」とする。
- ③ 運転員等は中央制御室にて、M/C HPCS・2C（又は2D）の負荷の遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。
- ④ 運転員等は中央制御室にて、M/C HPCSからM/C 2C（又は2D）に給電するために必要となる遮断器用インターロックの解除を実施する。
- ⑤ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、M/C HPCS・2E・2C（又は2D）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認し、発電長にHPCS D/GによるM/C 2C・2Dへの給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 発電長は、運転員等にHPCS D/GによるM/C 2C（又は2D）への給電開始を指示する。
- ⑦ 運転員等は中央制御室にて、HPCS D/Gを起動後、M/C HPCSのHPCS D/G用受電遮断器を「入」とし、M/C HPCSを受電する。
- ⑧ 運転員等は中央制御室にて、M/C HPCSからM/C 2E・2C（又は2D）への給電に必要な遮断器を「入」とし、M/C 2E・2C（又は2D）を受電する。
- ⑨ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、M/C HPCS

S・2E・2C（又は2D）の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。

⑩ 運転員等は中央制御室にて、M/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの必要な負荷の遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。

⑪ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、MCC 2C系・2D系の必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し）、非常用所内電気設備の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。

⑫ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤2A・2Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

また、直流125V充電器A・Bが使用できない場合は、MCC HPCSを受電し、直流125V予備充電器を起動（又は運転状態を確認）し、直流125V主母線盤2A・2Bを受電する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからHPCS D/G（常用M/C 2E経由）によるM/C 2C・2Dへの給電までの所要時間を90分以内と想定する。

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。

(添付資料 1.14.2-3)

- (3) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

D/G海水系のポンプ等の故障によりD/G 2C・2D及びHPC S D/Gの電源供給機能が復旧できない状態で、D/G 2C・2D及びHPC S D/Gの使用が可能な場合に、D/G海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプによりD/G海水系に海水又は淡水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、D/G 2C・2D及びHPC S D/Gの電源供給機能を復旧し、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を確保する。

- (a) 手順着手の判断基準

D/G海水系のポンプ等の故障によりD/G 2C・2D及びHPC S D/Gの電源供給機能が復旧できない状態で、D/G 2C・2D及びHPC S D/Gの使用が可能な場合

- (b) 操作手順

D/G海水系への代替送水によるD/G 2C・2D及びHPC S D/Gの電源供給機能の復旧の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.1-9図に、タイムチャートを第1.14.2.1-10図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にD

／G海水系への代替送水によるD／G 2C・2D及びHPC  
S D／Gの電源供給機能の復旧を依頼する。

- ② 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプからD／G海水系への代替送水を行うことを決定し、プラントの被災状況に応じて代替送水のための水源から接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長は、発電長にD／G海水系への代替送水のための水源から接続口の場所を連絡し、重大事故等対応要員に水源から接続口の場所を指示する。
- ④ 発電長は、運転員等にD／G海水系への代替送水準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを指示された水源の場所に配置し、ホースを可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプに接続後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを水源の水面へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、指定された水源から接続口へホースを布設・接続し、D／G海水系への代替送水準備完了を災害対策本部長に報告する。
- ⑦ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、D／G海水系への代替送水のための系統構成を実施し、発電長に代替送水のための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧ 発電長は、災害対策本部長にD／G海水系への代替送水のための系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑨ 災害対策本部長は、発電長にD／G海水系への代替送水開始を連絡し、重大事故等対応要員にD／G海水系への代替送水開始及びD／G海水系の送水状態に漏えい等異常が無いことの確認

を指示する。

- ⑩ 発電長は、D/G海水系への代替送水開始後のD/G機関入口圧力が規定圧力値（360kPa）以上であることを確認を指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、指定された接続口の弁を全開後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動が完了したことを報告する。
- ⑫ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動したことを連絡する。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、ホースの水張り及び空気抜きを実施する。
- ⑭ 重大事故等対応要員は、代替送水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計が規定圧力値（360kPa）以上であることを確認しながら可搬型代替注水大型ポンプを操作する。
- ⑮ 運転員等は中央制御室にて、D/G機関入口圧力が規定圧力値（360kPa）以上であることを確認する。
- ⑯ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによるD/G海水系への代替送水が開始されたことを連絡する。
- ⑰ 発電長は、運転員等にD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの起動並びに負荷上昇操作開始を指示する。
- ⑱ 運転員等は中央制御室にて、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの起動並びに負荷上昇操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名に



て作業を実施した場合、作業開始を判断してからD/G海水系への代替送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧までの所要時間を300分以内と想定する。

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。

(添付資料 1.14.2-4)

#### 1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

##### (1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

##### a. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失時にD/Gの故障によりP/C 2C・2Dの母線電圧が喪失し、非常用所内電気設備である直流125V充電器A・B及び直流±24V充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合、所内常設直流電源設備である125V A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系から非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2B及び直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bへの自動給電が開始されたことを確認する。

また、125V A系・B系蓄電池から直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から8時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源の復旧が見込めない場合に、125V A系・B系蓄電池の延命のため、直流125V主母線盤2A・2Bの不要な負荷の切り離しを実施し、24時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源復旧後、直流125V充電器A・Bの起動により中央制御室監視計器等の復旧を行う。

なお、蓄電池は充電時に水素ガスが発生するため、蓄電池室の換気を確保した上で、蓄電池の回復充電を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認の判断基準】

外部電源喪失時にD/Gの故障によりP/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合。

【直流125V主母線盤2A・2Bの不要な負荷の切り離しの判断基準】

125V A系・B系蓄電池から直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から8時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源の復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.2-1図に、タイムチャートを第1.14.2.2-2図に示す。

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電が開始されたことの確認を指示する。
- ② 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・B及び直流±24V充電器A・Bの交流入力電源が喪失したことを直流125V充電器A・B及び直流±24V充電器A・Bの

「蓄電池放電中」警報により確認する。

- ③ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2 A・2 Bへの自動給電状態に異常が無いことを直流125V充電器A・Bの蓄電池電圧指示値（規定電圧105V～130V）により確認し、中性子モニタ用蓄電池A系・B系による直流±24V中性子モニタ用分電盤2 A・2 Bへの自動給電状態に異常が無いことを直流±24V充電器A・Bの蓄電池電圧指示値（規定電圧22V～30V）により確認する。

※ 自動給電開始から8時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源が復旧した場合は操作手順⑥へ

#### 【直流125V主母線盤2 A・2 Bの不要な負荷の切り離し】

- ④ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に125V A系・B系蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ⑤ 運転員等は中央制御室及び原子炉建屋附属棟（屋内）にて、125V A系・B系蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを実施する。
- ⑥ 発電長は、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源復旧後、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）の負荷容量を確認し、蓄電池室排気ファンA（又はB）及び直流125V充電器A・Bが使用可能か確認する。
- ⑦ 発電長は、運転員等に直流125V充電器A・Bの起動（又は運転

状態) 及び中央制御室監視計器の復旧開始を指示する。

- ⑧ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、蓄電池室排気ファンA（又はB）、直流125V充電器A・B及び中央制御室監視計器復旧のために必要なMCCの受電操作（又は受電確認）を実施する。
- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、蓄電池充電時の125V A系・B系蓄電池室内の水素ガス滞留防止のため、蓄電池室排気ファンA（又はB）を起動し、125V A系・B系蓄電池室内の換気を実施する。
- ⑩ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V充電器A・Bの蓄電池電圧指示値が規定電圧以内（105V～130V）であることを確認する。
- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、中央制御室監視計器に異常が無いことを状態表示にて確認する。

(c) 操作の成立性

**【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】**

125V A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系による直流125V主母線盤2A・2B及び直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bへの給電については、運転員の操作は不要である。

**【直流125V主母線盤2A・2Bの不要な負荷の切り離し】**

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、不要な負荷の切り離しの作業開始を判断してから作業完了までの所要時間を60分以内と想定する。

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。

(添付資料1.14.2-5)

b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源の復旧が見込めず125V A系・B系蓄電池が枯渇する恐れがある場合に、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2Bに給電する。

(a) 手順着手の判断基準

125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源の復旧が見込めず125V A系・B系蓄電池が枯渇する恐れがある場合。

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.2-3図に、タイムチャートを第1.14.2.2-4図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電準備開始を依頼する。

- ② 発電長は、運転員等に可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電準備開始を指示する。
- ③ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電準備開始を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車を配置し、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを布設し、接続する。
- ⑤ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 Bの受電前状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認し、直流125V主母線盤 2 A・2 Bにて必要となる負荷以外の配線用遮断器を「切」とし、発電長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から直流125V主母線盤 2 A・2 Bまでの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑦ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し、直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電を開始する。

- ⑨ 発電長は、運転員等に直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電開始を指示する。
- ⑩ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び直流125V主母線盤 2 A・2 B の配線用遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。
- ⑪ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑫ 発電長は、運転員等に遮断器用制御電源等の必要な負荷の受電操作を指示する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 B にて遮断器用制御電源等の必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電完了までの所要時間を190分以内と想定する。

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。

(添付資料1.14.2-6)

(2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

外部電源喪失及びD/Gの故障により直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失し、125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から24時間以上経過により125V A系・B系蓄電池が枯渇（電圧指示値105V以下を確認）した場合は、制御電源が喪失しているM/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの遮断器を手動にて投入し回路を構成した後、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）、P/C 2C・2D、MCC 2C系・2D系、直流125V充電器A・B及び直流125V主母線盤2A・2Bに給電することで、M/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの遮断器用制御電源を復旧する。

なお、電路構成については「1.14.2.1(1)a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」及び「b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」と同様である。

(a) 手順着手の判断基準

**【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧の判断基準】**

外部電源喪失時にD/Gの故障により直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失し、125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から24時間以上経過により125V A系・B系蓄電池が枯渇（電圧指示値105V以下を確認）した場合。

**【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の判断基準】**

常設代替高圧電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合。

**【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧の判断基準】**

常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧ができない



場合。

(b) 操作手順

常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.2-5図に、タイムチャートを第1.14.2.2-6図に示す。

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧の場合】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧準備開始を指示する。
- ② 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、M/C 2C（又は2D）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ③ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、M/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの給電開始前にM/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの遮断器を手動操作にて「入」とする。
- ④ 発電長は、運転員等に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動を指示する。
- ⑤ 運転員等は中央制御室にて、常設代替高圧電源装置を起動し、発電長に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑩へ

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

- ⑥ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を依頼する。
- ⑦ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を指示する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は常設代替高圧電源装置置場（屋内）にて、常設代替高圧電源装置を起動し、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを報告する。
- ⑨ 災害対策本部長は、発電長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを連絡する。
- ⑩ 発電長は、運転員等に常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧を指示する。
- ⑪ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの交流入力電源が復旧したことを直流125V充電器A・Bの「蓄電池放電中」警報の消灯により確認する。
- ⑫ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤2 A・2 Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑬ 運転員等は中央制御室にて、中央制御室監視計器に異常が無いことを状態表示にて確認する。
- ⑭ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤2 A・2 Bの配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し）、M/C 2 C（又は2 D）及びP/C 2 C・2 Dの遮断器用

制御電源を復旧する。

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧の場合】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧準備開始を依頼する。
- ② 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧準備開始を指示する。
- ③ 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧準備開始を指示する。
- ④ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、P/C 2C・2Dの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車を配置し、可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを布設し、接続する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車からP/C 2C・2D間の連絡母線までの電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧準備が完了したことを報告する。
- ⑦ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、P/C 2C・2Dへの給電開始前に遮断器用制御電源の復旧に必要となるP/C 2C・2Dの遮断器を手動操作にて「入」とする（又は

「入」を確認する)。

- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D への給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車を起動し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車の起動が完了したことを報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車の起動が完了したことを連絡する。
- ⑪ 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧を指示する。
- ⑫ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器 A ・ B の交流入力電源が復旧したことを直流125V充電器 A ・ B の「蓄電池放電中」警報の消灯により確認する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器 A ・ B の操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑭ 運転員等は中央制御室にて、中央制御室監視計器に異常が無いことを状態表示にて確認する。
- ⑮ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し）、M / C 2 C （又は 2 D ）及び P / C 2 C ・ 2 D の遮断器用制御電源を復旧する。

(c) 操作の成立性

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動による遮断器用制御電源の復旧完了までの所要時間を200分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】

中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の現場からの起動による遮断器用制御電源の復旧完了までの所要時間を200分以内と想定する。

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧】

中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧完了までの所要時間を265分以内と想定する。

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。

(添付資料1.14.2-7)

1.14.2.3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順

(1) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の機能が喪失した場合に，常設代替交流電源設備

である常設代替高圧電源装置により代替所内電気設備である緊急用M/C，緊急用P/C，緊急用MCC，緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電することにより，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

また，非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2Bの遮断器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に，代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤から非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2Bへ給電することができる。

(a) 手順着手の判断基準

**【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の判断基準】**

外部電源，D/G及び非常用所内電気設備の電源供給機能喪失によりM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合。

**【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の判断基準】**

常設代替高圧電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合。

**【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤2A・2Bへの給電の判断基準】**

125V A系・B系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤2A・2Bへの給電ができない場合で，直流125V主母線盤2A・2Bの負荷である遮断器用制御電源，計装設備等の使用が可能な場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要

は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.3-1図に、タイムチャートを第1.14.2.3-2図に示す。

**【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合】**

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動を指示する。
- ② 運転員等は中央制御室にて、常設代替高圧電源装置を起動し、発電長に常設代替高圧電源装置の起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑦へ

**【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】**

- ③ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を依頼する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は常設代替高圧電源装置置場（屋外）にて、常設代替高圧電源装置を起動し、災害対策本部に常設代替高圧電源装置の起動が完了したことを報告する。
- ⑥ 災害対策本部は、発電長に常設代替高圧電源装置の起動が完了したことを連絡する。
- ⑦ 発電長は、運転員等に常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電開始を指示する。
- ⑧ 運転員等は中央制御室にて、緊急用M/Cの受電用遮断器を「入」とし、緊急用M/C、緊急用P/C及び緊急用MCCを受電する。

- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁について、緊急用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C側」へ切り替える。
- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁の電源が復旧したことを状態表示灯にて確認する。
- ⑪ 運転員等は常設代替高圧電源装置置場（屋内）及び原子炉建屋附属棟（屋内）にて、緊急用M / C、緊急用P / C及び緊急用M C Cの受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電の場合】

- ⑫ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電開始を指示する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C側」へ切り替え、緊急用直流125V主母線盤及び直流125V主母線盤 2 A・2 Bの配線用遮断器を「入」とし、直流125V主母線盤 2 A・2 Bを受電する。
- ⑭ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。



(c) 操作の成立性

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動完了までの所要時間を4分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】

重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の現場からの起動完了までの所要時間を80分以内と想定する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから緊急用直流125V主母線盤による直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電完了までの所要時間を110分以内と想定する。

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。

(添付資料1.14.2-8)

b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の機能喪失時に常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電が見込めない場合に、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により代替所内電気設備である緊急用 P / C、緊急用 M C C、緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

また、非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 B の遮断

器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に，代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B へ給電することができる。

(a) 手順着手の判断基準

【可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電の判断基準】

非常用所内電気設備の機能喪失時に常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電が見込めない場合。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電の判断基準】

125V A系・B系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電ができない場合で，直流125V主母線盤 2 A・2 B の負荷である遮断器用制御電源，計装設備等の使用が可能な場合。

(b) 操作手順

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.3-3図に，タイムチャートを第1.14.2.3-4図に示す。

【可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電】

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備開始を依頼する。
- ② 発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備開始を指示する。
- ③ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源

車による緊急用 P / C への給電開始を指示する。

- ④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車を配置し、可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを、可搬型代替低圧電源車2台の間に可搬型代替低圧電源車用動力及び同期ケーブルを布設し、接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車から緊急用 P / C までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車2台の起動及び並列操作により緊急用 P / C への給電を実施し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備が完了したことを報告する。
- ⑧ 災害対策本部は、発電長に緊急用 P / C への給電が完了したことを連絡する。
- ⑨ 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C 及び緊急用 M C C の受電操作（又は確認）を指示する。
- ⑩ 運転員等は常設代替高圧電源装置置場（屋内）及び原子炉建屋附属棟（屋内）にて、緊急用 P / C 及び緊急用 M C C の受電状態に異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外

観点検により確認する。

- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁について、緊急用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用MCC側」へ切り替える。
- ⑫ 運転員等は中央制御室にて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁の電源が復旧したことを状態表示灯にて確認する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、緊急用直流125V充電器の操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、緊急用直流125V主母線盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電の場合】

- ⑭ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電開始を指示する。
- ⑮ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用MCC側」へ切り替え、緊急用直流125V主母線盤及び直流125V主母線盤 2 A・2 B の配線用遮断器を「入」とし、直流125V主母線盤 2 A・2 B を受電する。
- ⑯ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電】

中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電完了までの所要時間を190分以内と想定する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用直流125V主母線盤による直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電完了までの所要時間を205分以内と想定する。

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

(添付資料1.14.2-9)

(2) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

外部電源，D/G及び非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し，代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による給電を開始するまで最大24時間にわたり，常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ自動で給電されることを確認する。

また，非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 Bの遮断器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に，代替所

内電気設備である緊急用直流125V主母線盤により直流125V主母線盤 2 A・2 B へ給電することができる。

(a) 手順着手の判断基準

【緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電確認の判断基準】

外部電源喪失時にD/Gの故障により緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電の判断基準】

125V A系・B系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電ができない場合で、直流125V主母線盤 2 A・2 B の遮断器用制御電源、計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.3-5図に、タイムチャートを第1.14.2.3-6図に示す。

【緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電確認】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電が開始されたことの確認を指示する。
- ② 運転員等は常設代替高圧電源装置置場（屋内）にて、緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失したことを緊急用直流125V充電器の「蓄電池放電中」警報により確認し、緊急用直流125V

蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電が開始されたことを、緊急用直流125V充電器の蓄電池電圧指示値（規定電圧105V～130V）により確認する。

**【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電】**

- ③ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電開始及び緊急用直流125V蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ④ 運転員等は中央制御室及び原子炉建屋附属棟（屋内）にて、緊急用直流125V蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを実施する。
- ⑤ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、緊急用直流125V蓄電池から125V A系・B系蓄電池へ放電させないために、125V A系・B系蓄電池の遮断器を「切」とする。
- ⑥ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用MCC側」へ切り替え、緊急用直流125V主母線盤及び直流125V主母線盤 2 A・2 B の配線用遮断器を「入」とし、直流125V主母線盤 2 A・2 B を受電する。
- ⑦ 運転員等は中央制御室にて、直流125V主母線盤 2 A・2 B の母線電圧（電圧指示値105V～130V）を確認し、緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電が開始されたことを確認する。

- ⑧ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電】

緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への給電については、運転員の操作は不要である。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから直流125V主母線盤 2 A・2 B受電完了までの所要時間を180分以内と想定する。

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

(添付資料1.14.2-10)

b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備が喪失し、緊急用直流125V蓄電池から緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合に、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に給電する。



(a) 手順着手の判断基準

**【可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電の判断基準】**

緊急用直流125V蓄電池から緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に、代替交流電源設備により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合。

**【緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電の判断基準】**

125V A系・B系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電ができない場合で、直流125V主母線盤 2 A・2 B の負荷である遮断器用制御電源、計装設備等の復旧が可能な場合。

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.3-7図に、タイムチャートを第1.14.2.3-8図に示す。

**【可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電】**

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤の給電準備開始を依頼する。
- ② 発電長は、運転員等に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤の給電準備開始を指示する。
- ③ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電準備開始を指示す

る。

- ④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配置し、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを布設し、接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から緊急用直流125V主母線盤までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤の給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源及び可搬型整流器の起動が完了したことを報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源及び可搬型整流器の起動が完了したことを連絡する。
- ⑨ 発電長は、運転員等に緊急用直流125V主母線盤の受電開始を指示する。
- ⑩ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用MCC側」へ切り替え、緊急用直流125V主母線盤の配線用遮断器を「入」と

し、緊急用直流125V主母線盤を受電する。

- ⑪ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、緊急用直流125V主母線盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑫ 発電長は、運転員等に遮断器用制御電源等の必要な負荷の受電操作を指示する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、緊急用直流125V主母線盤にて必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし、緊急用直流125V主母線盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

**【緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電】**

- ⑭ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電開始を指示する。
- ⑮ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、代替所内電気設備である可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用MCC側」へ切り替え、非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 Bの配線用遮断器を「入」とし、直流125V主母線盤 2 A・2 Bを受電する。
- ⑯ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電】

現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電完了までの所要時間を190分以内と想定する。

【緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電】

現場運転員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電完了までの所要時間を205分以内と想定する。

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

(添付資料1.14.2-11)

1.14.2.4 燃料の補給手順

(1) 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給

重大事故等の対処に必要な可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプに燃料を補給するため、可搬型設備用軽油タンクからホースによりタンクローリへ軽油を補給する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合。

(b) 操作手順

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.4-1図に、タイムチャートを第

1.14.2.4-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへ軽油の補給開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、補給活動に必要な装備品・資機材を準備のうえ車両保管場所へ移動し、タンクローリの健全性を確認する。
- ③ 重大事故等対応要員は、可搬型設備用軽油タンクのマンホール付近へタンクローリを配置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型設備用軽油タンクのマンホール蓋を開放し、車載ホースをタンクローリの吸排口に接続し、車載ホースの先端を軽油タンクに挿入する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、タンクローリ付属の各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、車載ポンプを作動し、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給を開始する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、車載タンク上部のマンホール（上蓋）からの目視により、車載タンクへの吸入量（満タン）を確認し、車載ポンプを停止する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、タンクローリの各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、車載ホース及び可搬型設備用軽油タンクのマンホール蓋を復旧し、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了を災害対策本部長に報告する。

- ⑩ 重大事故等対応要員は、1.14.2.4(2)「タンクローリから各機器への給油」の操作手順にて給油した後、タンクローリの軽油の残量に応じて、上記操作手順③から⑨を繰り返す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ1台当たり重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから軽油タンクからタンクローリへの補給完了までの所要時間を90分以内と想定する。

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。

(添付資料1.14.2-12)

(2) タンクローリから各機器への給油

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプに対して、タンクローリを用いて燃料の給油を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車及び可搬型代替注水大型ポンプの燃料保有量及び燃費から予め算出した給油時間<sup>※1</sup>となった場合。

※1：給油間隔は以下のとおりであり、各設備の燃料が枯渇するまでに給油することを考慮して作業に着手する。ただし、以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃費から燃料が枯渇する前に給油することとし、同一箇所での作業が重複する際は適宜、給油間隔を考慮して作業を実施する。

- ・可搬型代替低圧電源車：運転開始後約2時間

・可搬型代替注水大型ポンプ：運転開始後約3.5時間

(b) 操作手順

タンクローリから各機器への給油手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.14.2.4-3図に、タイムチャートを第1.14.2.4-4図及び第1.14.2.4-5図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員にタンクローリによる給油対象設備への給油を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、給油対象設備の給油口付近へタンクローリを配置する。
- ③ 重大事故等対応要員は、給油タンクローリ付属の各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。
- ④ 重大事故等対応要員は、車載ポンプを作動し、給油ガンにてタンクローリから給油対象設備への給油を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、給油対象設備の車載燃料タンク油量・油面計により、給油量（満タン）を目視で確認し、車載ポンプを停止する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、タンクローリの各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、車載ホースを復旧し、タンクローリから給油対象設備への補給完了を災害対策本部に報告する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に、上記操作手順②から⑦を繰り返す。また、タンクローリの軽油

の残量に応じて、1.14.2.4(1)「可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給」の操作手順にてタンクローリへ軽油を補給する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからタンクローリにて各可搬型設備への給油完了までの所要時間を24分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明、通信連絡設備を整備する。

なお、各設備の燃料が枯渇しないように以下の時間までに給油を実施する。

- ・可搬型代替低圧電源車の燃費は、定格容量にて約110L/hであり、起動から枯渇までの時間は約2時間。
- ・可搬型代替注水大型ポンプの燃費は、定格容量にて約218L/hであり、起動から枯渇までの時間は約3.5時間。

また、事象発生後7日間、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプの運転を継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約186kLであり、可搬型設備用軽油タンクは200kL以上となるよう管理する。

(添付資料1.14.2-13)

(3) 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

外部電源及びD/Gの機能喪失時に、炉心の著しい損傷等を防止するた



めに使用する常設代替高圧電源装置に対して、軽油貯蔵タンクから燃料補給設備により自動で給油を行う。

なお、常設代替高圧電源装置の給油間隔は運転開始後約2.2時間であり、燃料が枯渇するまでに自動で給油されていることを確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設代替高圧電源装置に搭載されている燃料油サービスタンクの液位が低下した場合に、燃料補給設備により自動で給油する。

(b) 操作手順

燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.4-6図に、タイムチャートを第1.14.2.4-7図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に燃料補給設備により自動で給油されていることの確認を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、燃料補給設備により自動で給油され、運転状態に異常が無いことを確認し、災害対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油完了までの所要時間を15分以内と想定する。

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。

#### 1.14.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプにより送水を行う手順については、「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。

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。

#### 1.14.2.6 重大事故等発生時の対処設備の選択

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第1.14.2.5-1図に示す。

##### (1) 交流電源喪失時

外部電源喪失及びD/Gの故障により非常用所内電気設備へ交流電源が給電できない場合の代替交流電源として、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）がある。

短期的には、低圧代替注水設備（常設）への給電、中期的には、除熱のために用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから、短時間で電力供給が可能であり、長期間にわたる運転が期待でき、更に大容量である常設代替交流電源設備による給電を優先する。

常設代替交流電源設備からの給電ができない場合は、可搬型代替交流電源設備による給電を行う。

具体的な優先順位は、以下のとおり。

優先1：常設代替交流電源設備から非常用所内電源設備への給電

M/C 2Cへの給電を優先し、M/C 2Cに給電できない場合はM/C 2Dに給電する。

優先2：常設代替交流電源設備から代替所内電気設備への給電

優先3：可搬型代替交流電源設備から非常用所内電気設備への給電

優先4：可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備への給電

上記の優先1から優先4までの手順を連続して実施した場合、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備への給電まで約10時間25分で実施可能であり、常設所内直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始できる。

## (2) 直流電源喪失時

全交流動力電源喪失時、直流母線への直流電源が供給できない場合の対応手段として、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備がある。

原子炉への注水として用いる原子炉隔離時冷却系及び高压代替注水系、原子炉の減圧に用いる主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉格納容器内の減圧及び除熱に用いる格納容器圧力逃がし装置への給電が主な目的となる。短時間で電力供給が可能であり、長期間にわたる運転が期待できる手段から優先して準備する。

直流電源喪失時の対応として、全交流動力電源喪失時に、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまでの間最大24時間にわたり、所内常設直流電源設備である125V A系・B系蓄電池及び常設代替直流電源設備である緊急用125V蓄電池にて原子炉隔離時冷却系の運転及び自動減圧系の動作等に必要な直流電源の供給を行う。

なお、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備は、非常用所内電気設備である直流125V充電器A・B及び代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源の喪失と同時に非常用所内電気設備である

直流125V主母線盤 2 A・2 B 及び代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に無停電で自動給電される。

さらに、全交流動力電源喪失が継続し、125V A系・B系蓄電池及び緊急用125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合は、可搬型代替直流電源設備を用いて直流125V主母線盤 2 A・2 B 及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

具体的な優先順位は以下のとおり。

優先1：可搬型代替直流電源設備から非常用所内電気設備への給電

優先2：可搬型代替直流電源設備から代替所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）により交流電源が復旧した場合には、直流125V充電器 A・B 及び緊急用直流125V充電器を起動（又は起動を確認）して直流125V主母線盤 2 A・2 B 及び緊急用直流125V主母線盤の電源供給機能を回復させる。

なお、常設直流電源喪失時には、制御電源が喪失しているM/C 2 C・2 D 及びP/C 2 C・2 Dの遮断器を手動にて投入後、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）から非常用所内電気設備である直流125V充電器 A・B 及び直流125V主母線盤 2 A・2 B に給電し、M/C 2 C・2 D 及びP/C 2 C・2 Dの遮断器用制御電源を復旧することもできる。

第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1/6）

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
代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	非常用所内電気設備への給電 常設代替交流電源設備による	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 緊急用M/C	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 重大事故等対策要領
		非常用所内電気設備への給電 可搬型代替交流電源設備による	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 重大事故等対策要領

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (2/6)

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
HPCS による M/D/C/G (常用・M/D/C 2E経由) の給電	非常用ディーゼル 発電機 (全交流動 力電源喪失)	HPCS による M/D/C/G (常用・M/D/C 2E経由) の給電	HPCS D/G M/C HPCS	重大事故等対策要領  (設計基準拡張)  自主対策 設備
			M/C 2E	
D/GD/G 2C海水系への代替 送水による D/G の電源供給機能の 復旧	非常用ディーゼル 発電機及び高圧炉 心スプレイ系ディ ーゼル発電機 (全 交流動力電源喪 失)	D/GD/G 2C海水系への代替 送水による D/G の電源供給機能の 復旧	D/G 2C D/G 2D HPCS D/G D/G 2C海水系配管・ 弁 D/G 2D海水系配管・ 弁  HPCS D/G海水系配 管・弁	重大事故等対策要領  (設計基準拡張)  自主対策 設備
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース	

: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/6）

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
代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	125V A系蓄電池※1 125V B系蓄電池※1 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 中性子モニタ用蓄電池 A系※1 中性子モニタ用蓄電池 B系※1	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」  重大事故等対処設備
		可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型整流器	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領  重大事故等対処設備

※1： 125V A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (4/6)

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
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧	非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) 蓄電池 (枯渇)	常設代替交流電源設備による 遮断器用制御電源の復旧	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用 燃料移送ポンプ 緊急用M/C	非常時運転手順書 (事象ベース) 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領
	非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) 蓄電池 (枯渇)	可搬型代替交流電源設備による 遮断器用制御電源の復旧	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	非常時運転手順書 (事象ベース) 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領



対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (5/6)

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
代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 緊急用M/C	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 (事象ベース) 「外部電源喪失」 重大事故等対策要領
	非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) 非常用所内電気設備	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 緊急用P/C	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 (事象ベース) 「外部電源喪失」 重大事故等対策要領
代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) 非常用所内電気設備	常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	緊急用直流125V蓄電池※1	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 (事象ベース) 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

※1 : 緊急用直流125V蓄電池からの給電は, 運転員による操作は不要である。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (6/6)

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
代替所内電気設備への給電 代替直流電源設備による	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 非常用所内電気設備	可搬型代替直流電源設備による 代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型整流器	重大事故等対応設備 非常時運転手順書(事象ベース) 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領
燃料の補給	-	可搬型設備用軽油タンク からタンクローリへの補給	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	重大事故等対策要領 重大事故等対応設備
		タンクローリから 各機器への給油	タンクローリ	重大事故等対策要領 重大事故等対応設備
		燃料補給設備による常設代替 高圧電源装置への給油	軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用 燃料移送ポンプ	重大事故等対策要領 重大事故等対応設備

第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順 (1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電		
常設代替交流電源設備 による非常用所内電気 設備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧
	操作	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置エンジン回転数 常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度 常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力
	電源	緊急用M/C 電圧 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧
可搬型代替交流電源設 備による非常用所内電 気設備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧
	操作	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数
	電源	P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧
1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順 (2) HPCS D/G (常用M/C 2 E 経由) によるM/C 2 C・2 Dへの給電		
HPCS D/G (常 用M/C 2 E 経由) によるM/C 2 C・ 2 Dへの給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧
	操作	HPCS D/G 電圧 HPCS D/G 周波数
	電源	M/C HPCS 電圧 M/C 2 E 電圧 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧

監視計器一覧 (2/5)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目		監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 1 交流電源喪失時の対応手順 (3) D/G海水系への代替海水送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧			
D/G海水系への代替海水送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧
	操作	D/G海水系	D/G 2C・2D海水系入口圧力 HPCS D/G海水系入口圧力
1. 14. 2. 2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電			
所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 P/C 2C 電圧 P/C 2D 電圧
		警報発生	直流125V充電器A・B交流入力電源喪失警報 直流125V充電器A・B蓄電池放電中警報 直流±24V充電器A・B交流入力電源喪失警報 直流±24V充電器A・B蓄電池放電中警報
	蓄電池放電継続時間	125V A系・B系蓄電池による給電開始から8時間又は24時間以内	
操作	電源	直流125V充電器A・B蓄電池電圧 直流±24V充電器A・B蓄電池電圧	
可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 P/C 2C 電圧 P/C 2D 電圧 直流125V充電器A・B蓄電池電圧
		可搬型代替直流電源設備運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型整流器電圧
操作	電源	直流125V充電器A・B蓄電池電圧	

監視計器一覧 (3/5)

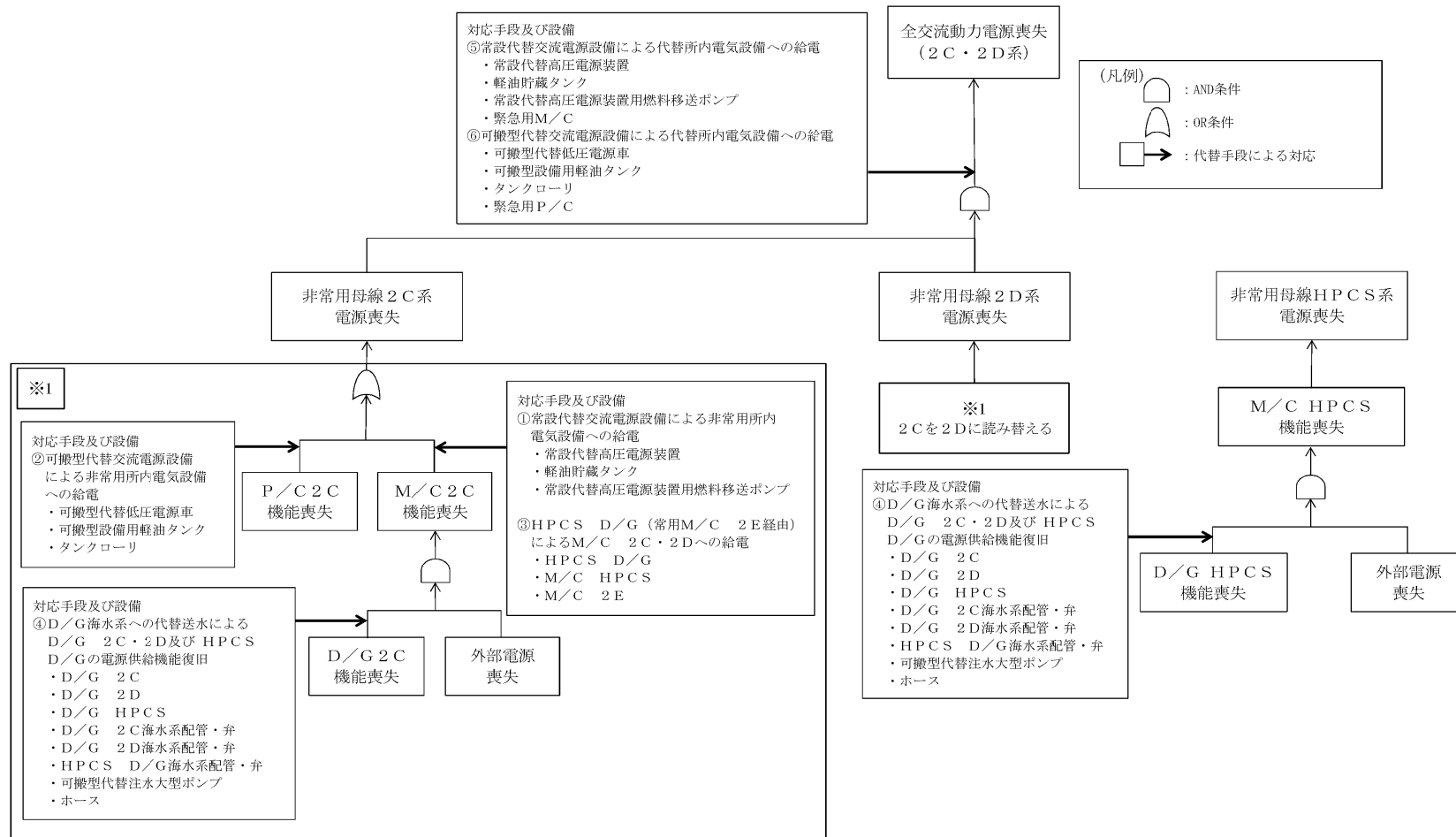
対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)							
1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧									
常設直流電源喪失時の 遮断器用制御電源復旧	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="547 454 603 790" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="603 454 831 674">電源</td> <td data-bbox="831 454 1414 674">                             275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧                              154kV原子力1号線電圧                              M/C 2 C 電圧                              M/C 2 D 電圧                              P/C 2 C 電圧                              P/C 2 D 電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 674 831 790">警報発生</td> <td data-bbox="831 674 1414 790">                             直流125V充電器 2 A・2 B 交流入力電源喪失                              警報                              直流125V充電器 A・B 蓄電池放電中警報                         </td> </tr> </table>	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧	警報発生	直流125V充電器 2 A・2 B 交流入力電源喪失 警報 直流125V充電器 A・B 蓄電池放電中警報			
判断基準	電源		275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧						
	警報発生	直流125V充電器 2 A・2 B 交流入力電源喪失 警報 直流125V充電器 A・B 蓄電池放電中警報							
1.14.2.3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (1) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電									
常設代替交流電源設備 による代替所内電気設 備への給電	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="547 878 603 1216" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="603 878 831 1010">電源</td> <td data-bbox="831 878 1414 1010">                             M/C 2 C 電圧                              M/C 2 D 電圧                              緊急用M/C 電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 1010 831 1216">常設代替高圧電 源装置運転監視</td> <td data-bbox="831 1010 1414 1216">                             常設代替高圧電源装置発電機電圧                              常設代替高圧電源装置発電機周波数                              常設代替高圧電源装置エンジン回転数                              常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度                              常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="547 1216 603 1317">操作</td> <td data-bbox="603 1216 831 1317">電源</td> <td data-bbox="831 1216 1414 1317">                             緊急用M/C 電圧                              緊急用P/C 電圧                         </td> </tr> </table>	判断基準	電源	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 緊急用M/C 電圧	常設代替高圧電 源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置エンジン回転数 常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度 常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力	操作	電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧
判断基準	電源		M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 緊急用M/C 電圧						
	常設代替高圧電 源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置エンジン回転数 常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度 常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力							
操作	電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧							
可搬型代替交流電源設 備による代替所内電気 設備への給電	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="547 1317 603 1525" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="603 1317 831 1404">電源</td> <td data-bbox="831 1317 1414 1404">緊急用M/C 電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 1404 831 1525">可搬型代替低圧電 源車運転監視</td> <td data-bbox="831 1404 1414 1525">                             可搬型代替低圧電源車発電機電圧                              可搬型代替低圧電源車発電機周波数                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="547 1525 603 1626">操作</td> <td data-bbox="603 1525 831 1626">電源</td> <td data-bbox="831 1525 1414 1626">緊急用P/C 電圧</td> </tr> </table>	判断基準	電源	緊急用M/C 電圧	可搬型代替低圧電 源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数	操作	電源	緊急用P/C 電圧
判断基準	電源		緊急用M/C 電圧						
	可搬型代替低圧電 源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数							
操作	電源	緊急用P/C 電圧							

監視計器一覧 (4/5)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (2)代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電		
常設代替直流電源設備 による代替所内電気設 備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧
		警報発生 緊急用直流125V充電器交流入力電源喪失警報 緊急用直流125V充電器蓄電池放電中警報
可搬型代替直流電源設 備による代替所内電気 設備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧 緊急用125V充電器蓄電池電圧
		可搬型代替直流 電源設備運転監 視
	操作	電源 緊急用125V充電器蓄電池電圧 直流125V充電器 A・B 蓄電池電圧

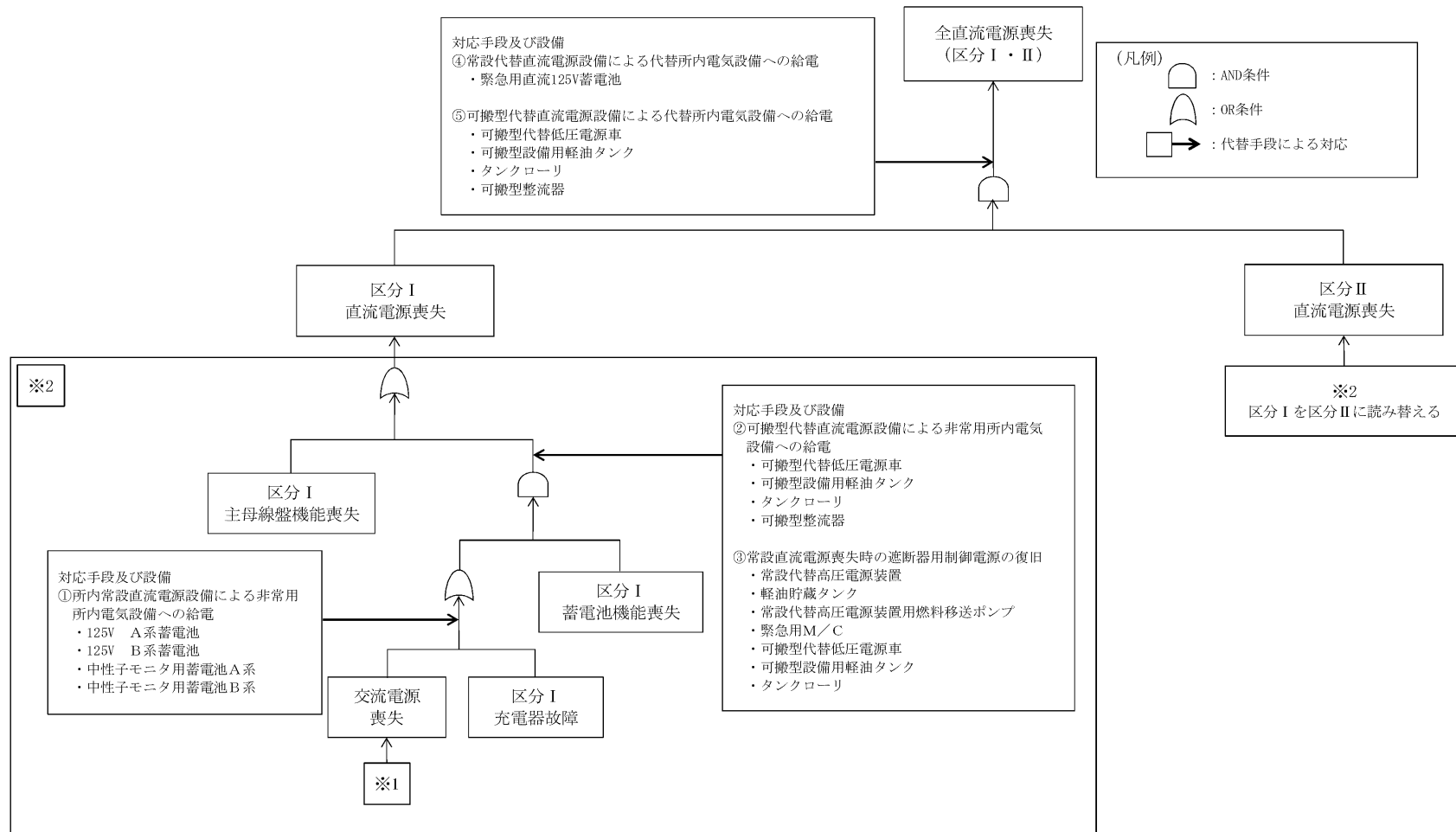
監視計器一覧 (5/5)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 4 燃料の補給手順 (1) 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給		
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給	判断基準	補機監視機能 可搬型設備用軽油タンク油面
	操作	補機監視機能 可搬型設備用軽油タンク油面
1. 14. 2. 4 燃料の補給手順 (2) タンクローリから各機器への給油		
タンクローリから各機器への給油	判断基準	補機監視機能 各機器油タンクレベル
	操作	補機監視機能 各機器油タンクレベル
1. 14. 2. 4 燃料の補給手順 (3) 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油		
燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	判断基準	補機監視機能 常設代替高圧電源装置燃料タンクレベル
	操作	補機監視機能 常設代替高圧電源装置燃料タンクレベル

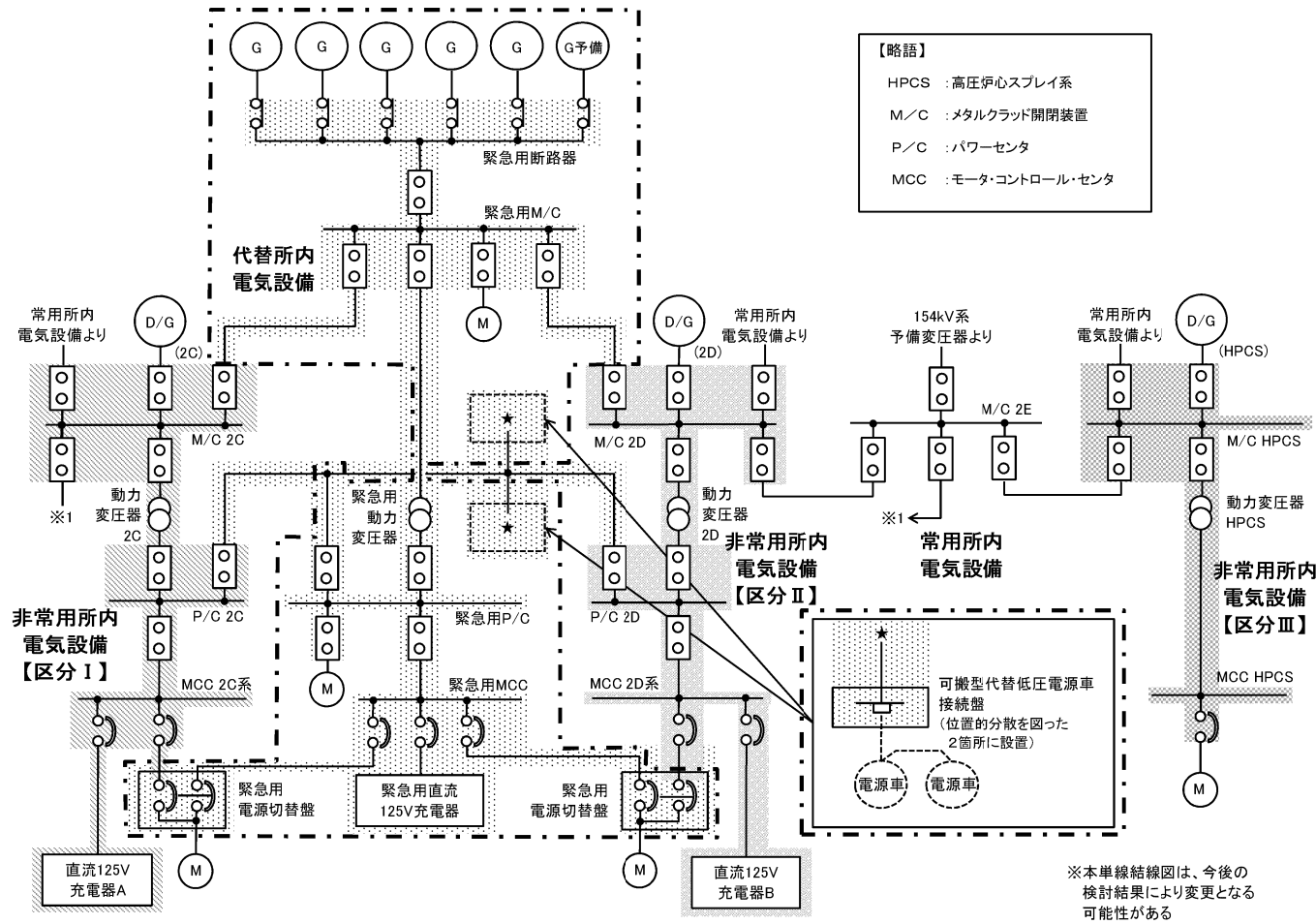


第 1.14.1-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)





第 1.14.1-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)

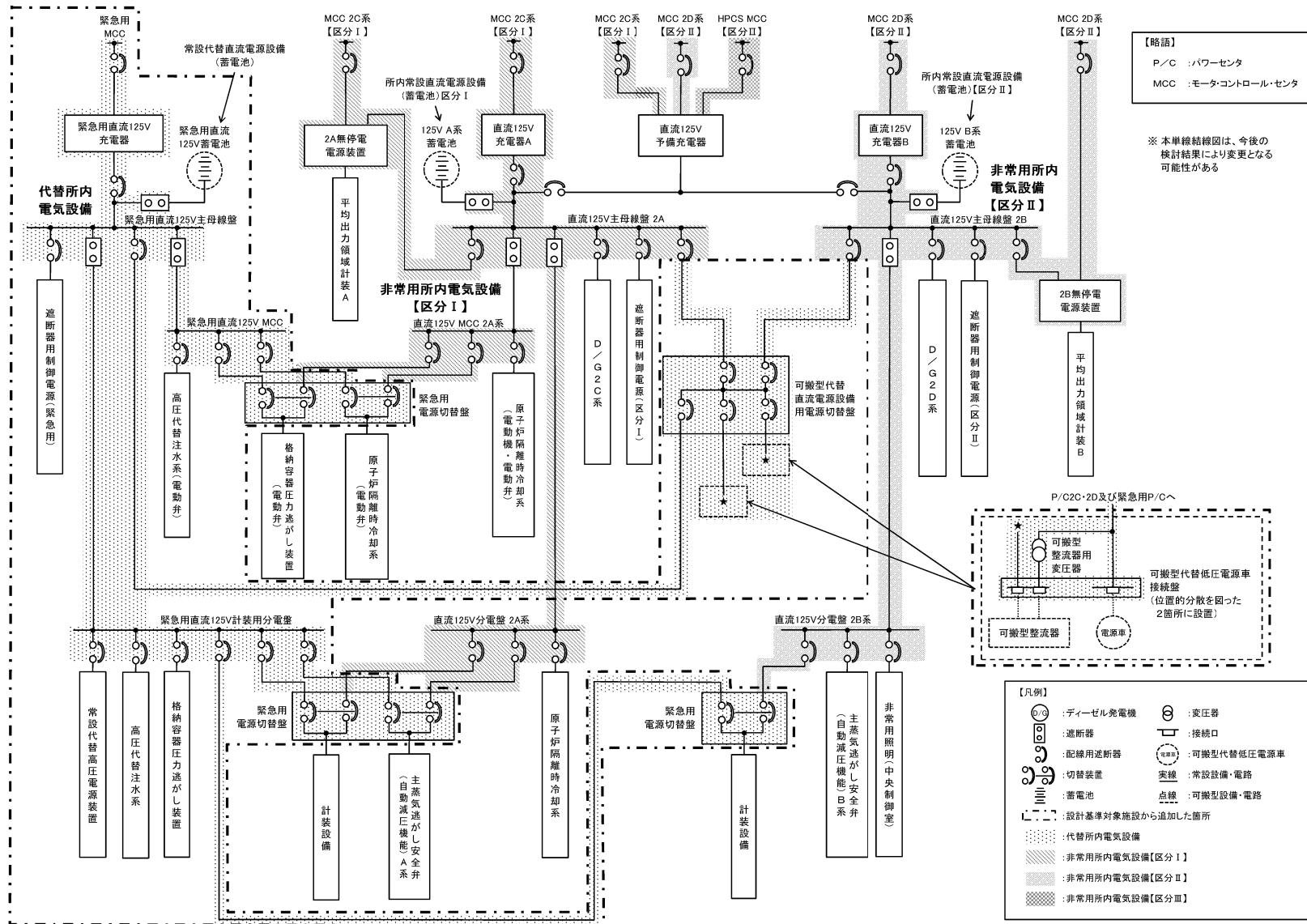


**【略語】**  
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系  
 M/C : メタルクラッド開閉装置  
 P/C : パワーセンタ  
 MCC : モーター・コントロール・センタ

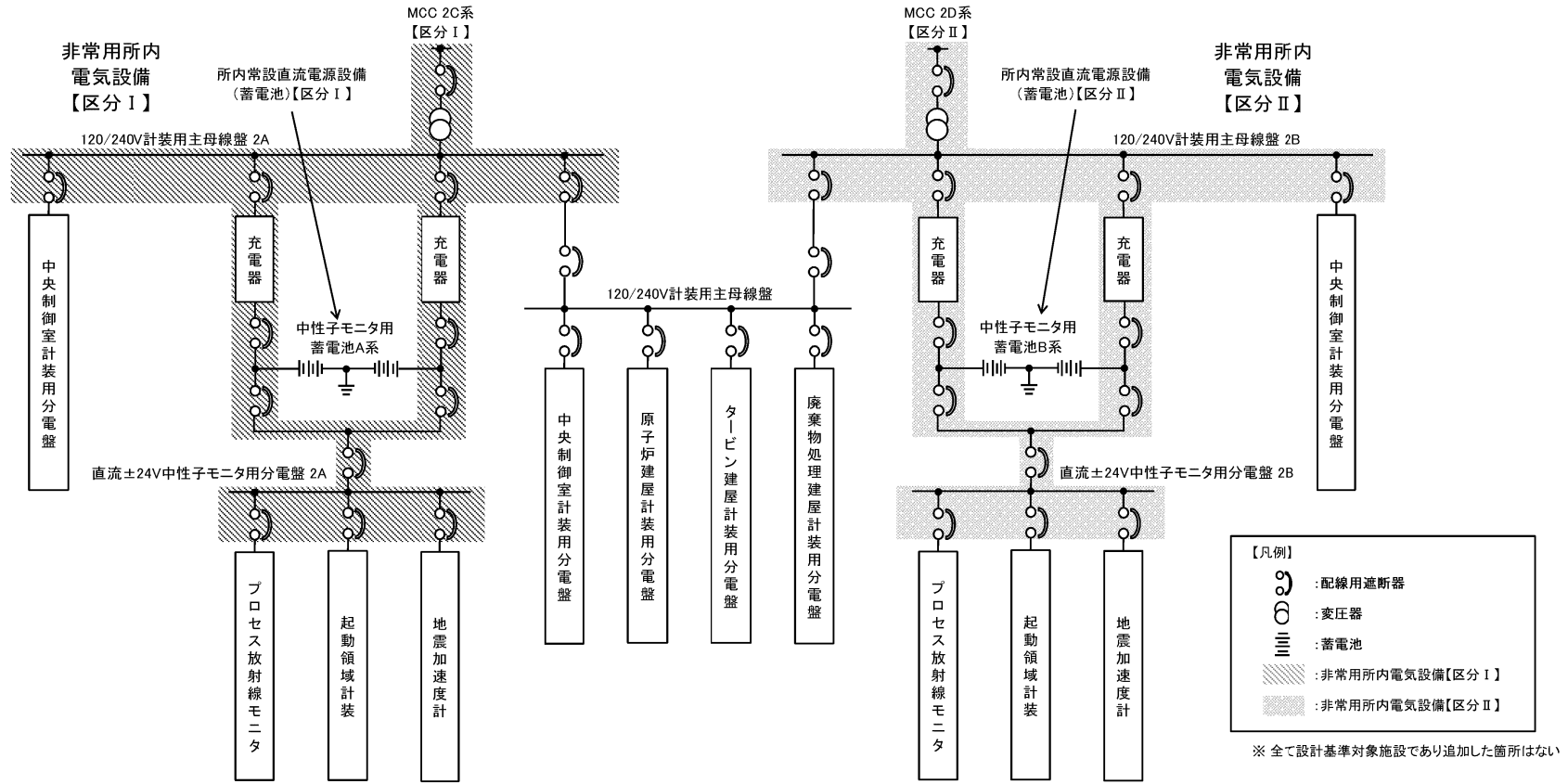
**【凡例】**

: デーゼル発電機	: 遮断器	: 配線用遮断器	: 接続口	: 代替所内電気設備
: 常設代替高圧電源装置	: 断路器	: 切替装置	: 常設設備・電路	: 非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
: 可搬型代替低圧電源車	: 変圧器	: モータ	: 可搬型設備・電路	: 非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
: 設計基準対象施設から追加した箇所				: 非常用所内電気設備【区分Ⅲ】

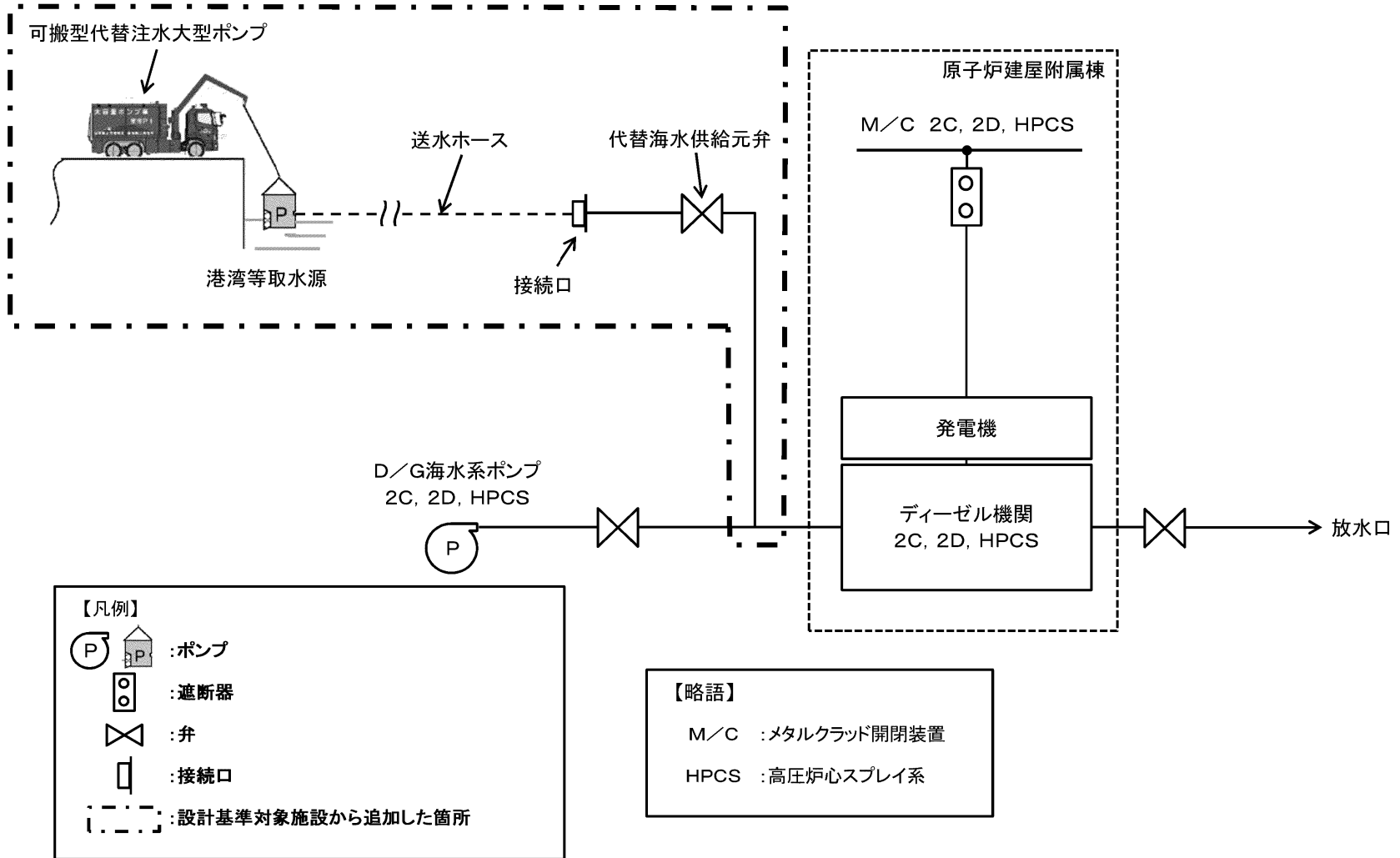
第 1.14.1-2 図 交流電源単線結線図



第 1.14.1-3 図 直流電源単線結線図(1/2)

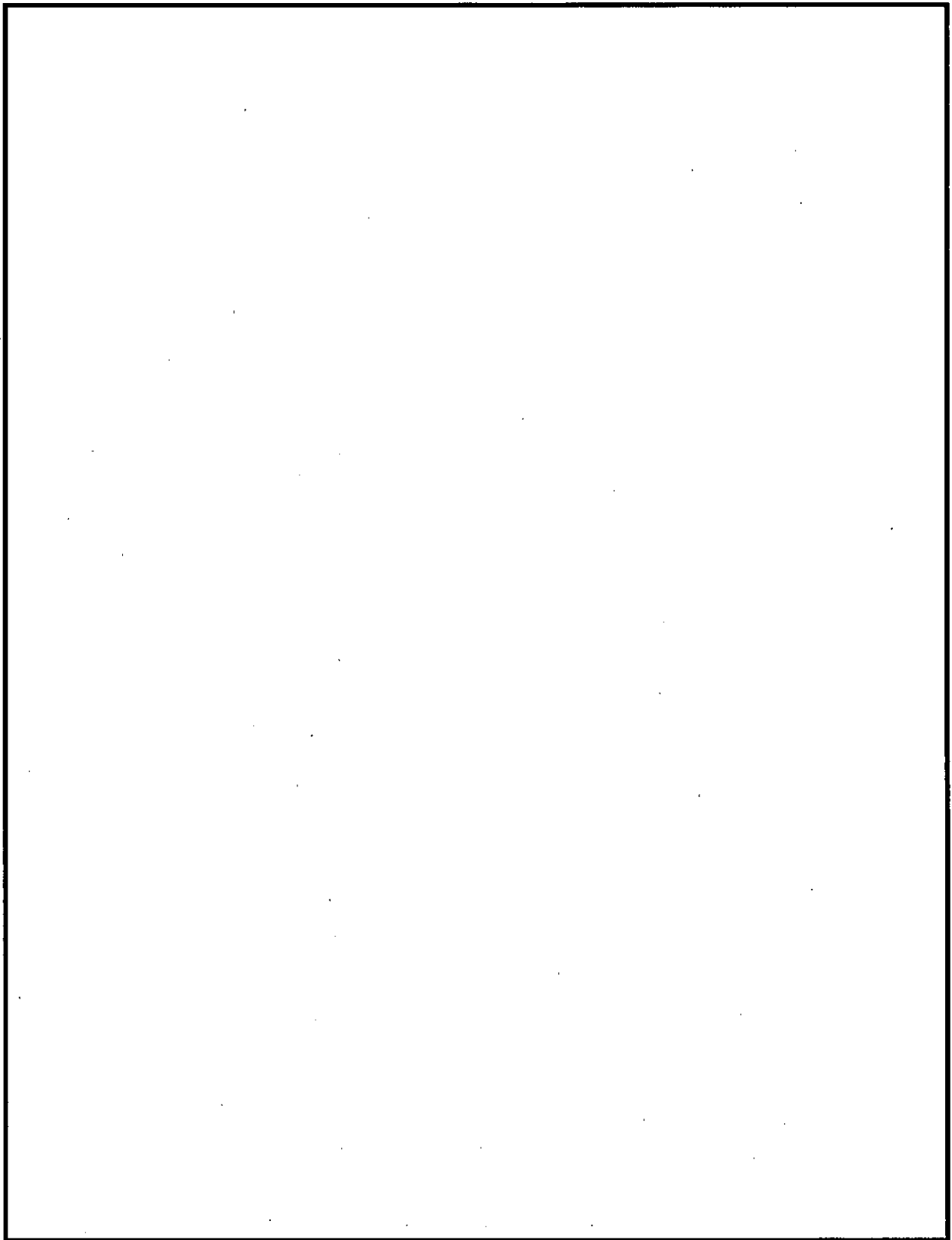


第 1.14.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/2)

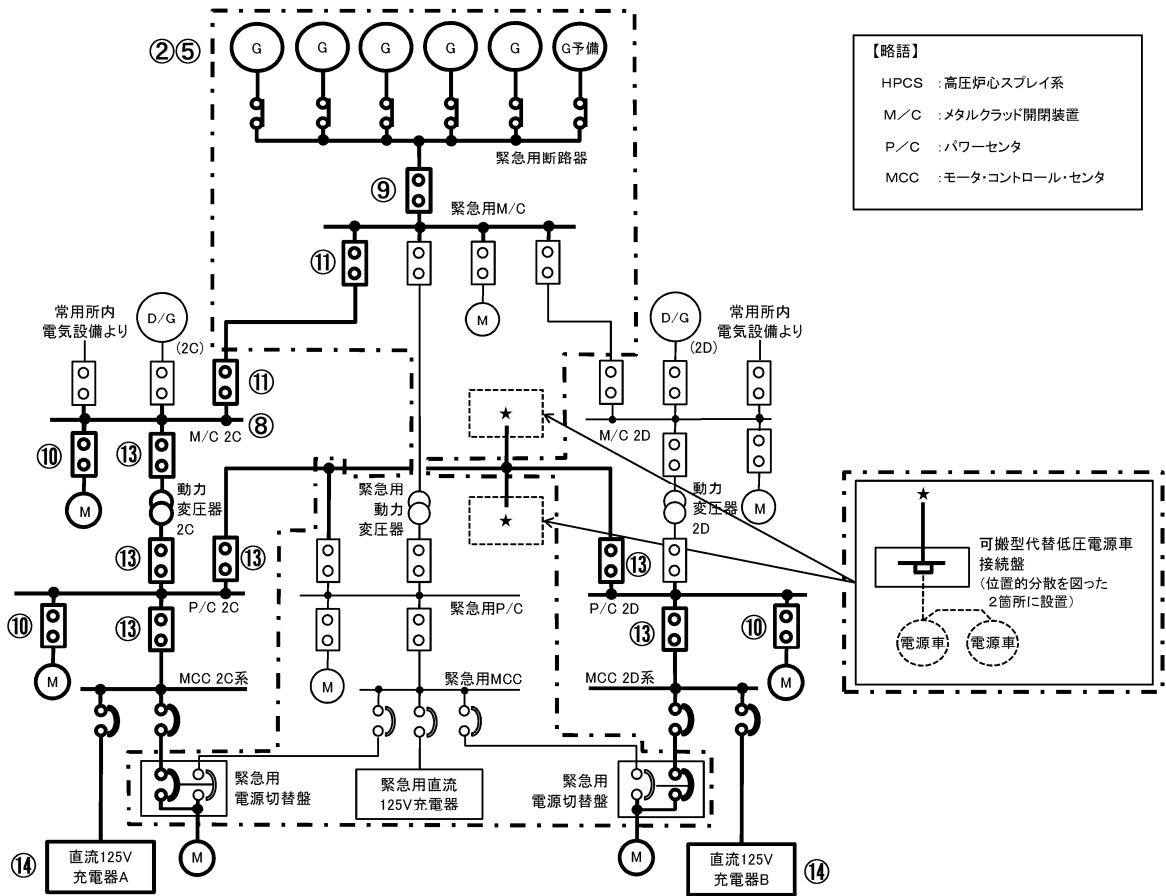


第 1.14.1-4 図 D/G 海水系への代替送水による D/G 2C・2D 及び HPCS D/G の電源供給機能の復旧

概略系統図



第 1. 14. 2. 1-1 図 非常時運転手順書（事象ベース）  
[全交流動力電源喪失・全直流電源喪失]  
における対応フロー



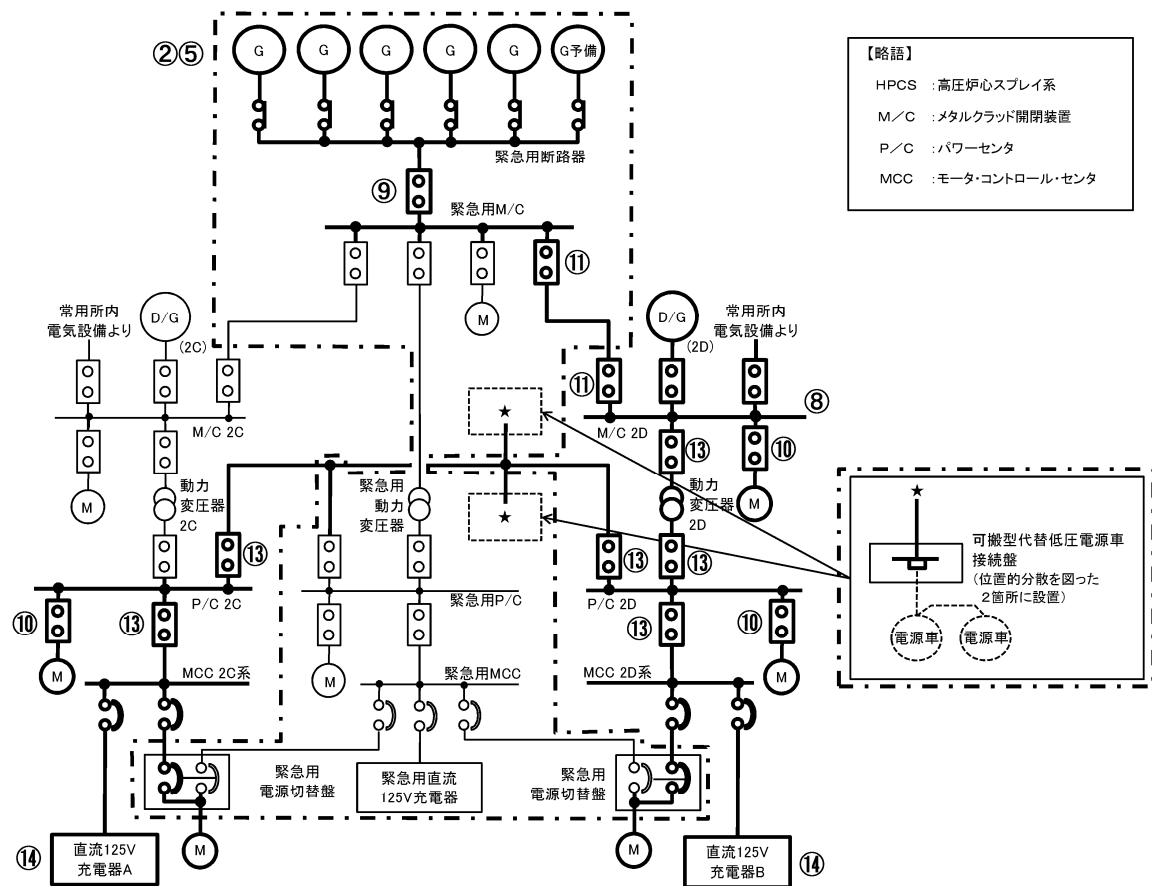
【略語】  
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系  
 M/C : メタルクラッド開閉装置  
 P/C : パワーセンタ  
 MCC : モーター・コントロール・センタ

※: ○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

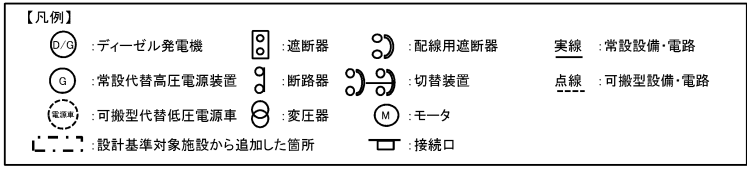


※本単線結線図は、今後の  
 検討結果により変更となる  
 可能性がある

第 1.14.2.1-2 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（C系）への給電手順の概要図



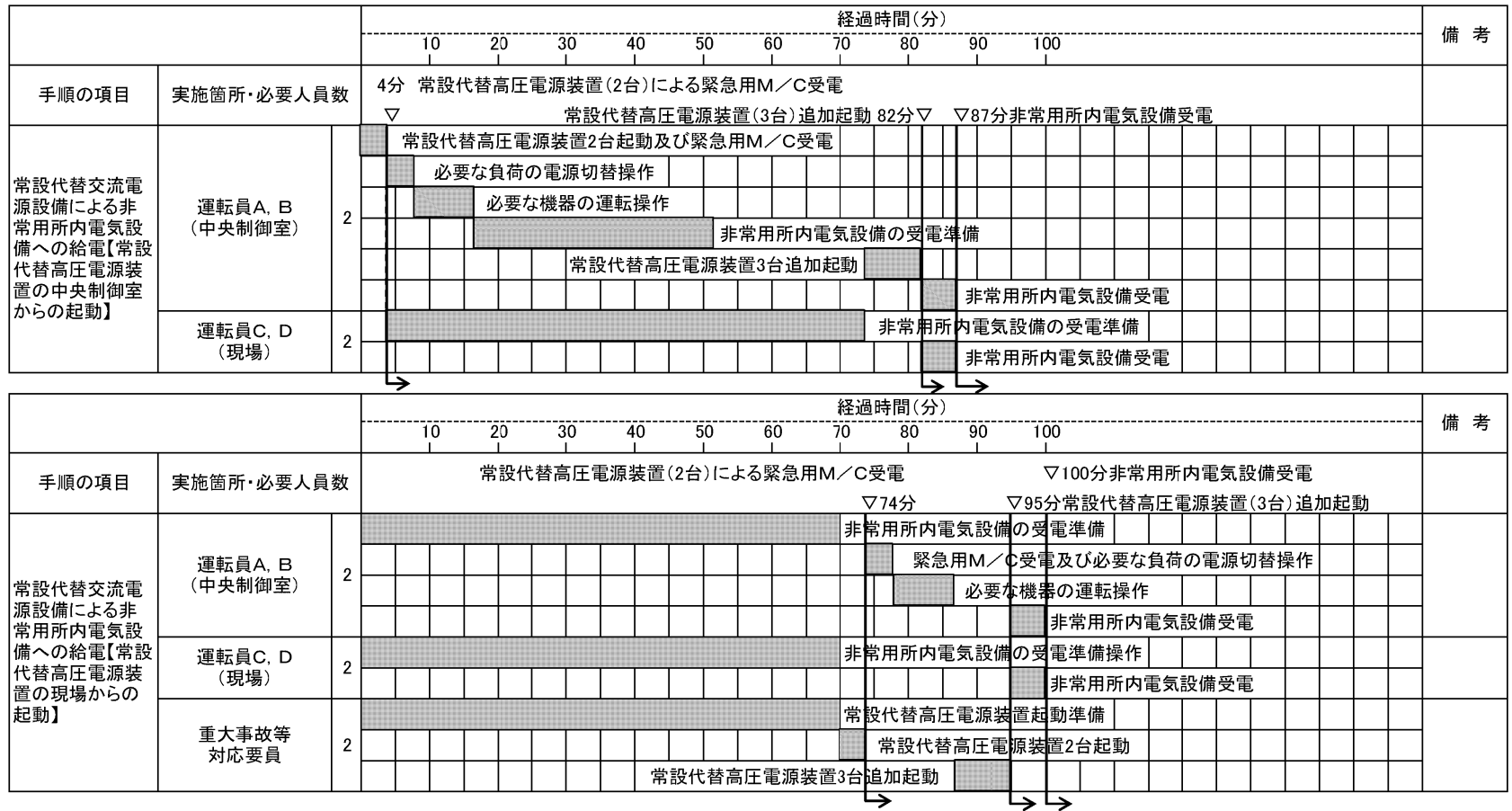
※:○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す



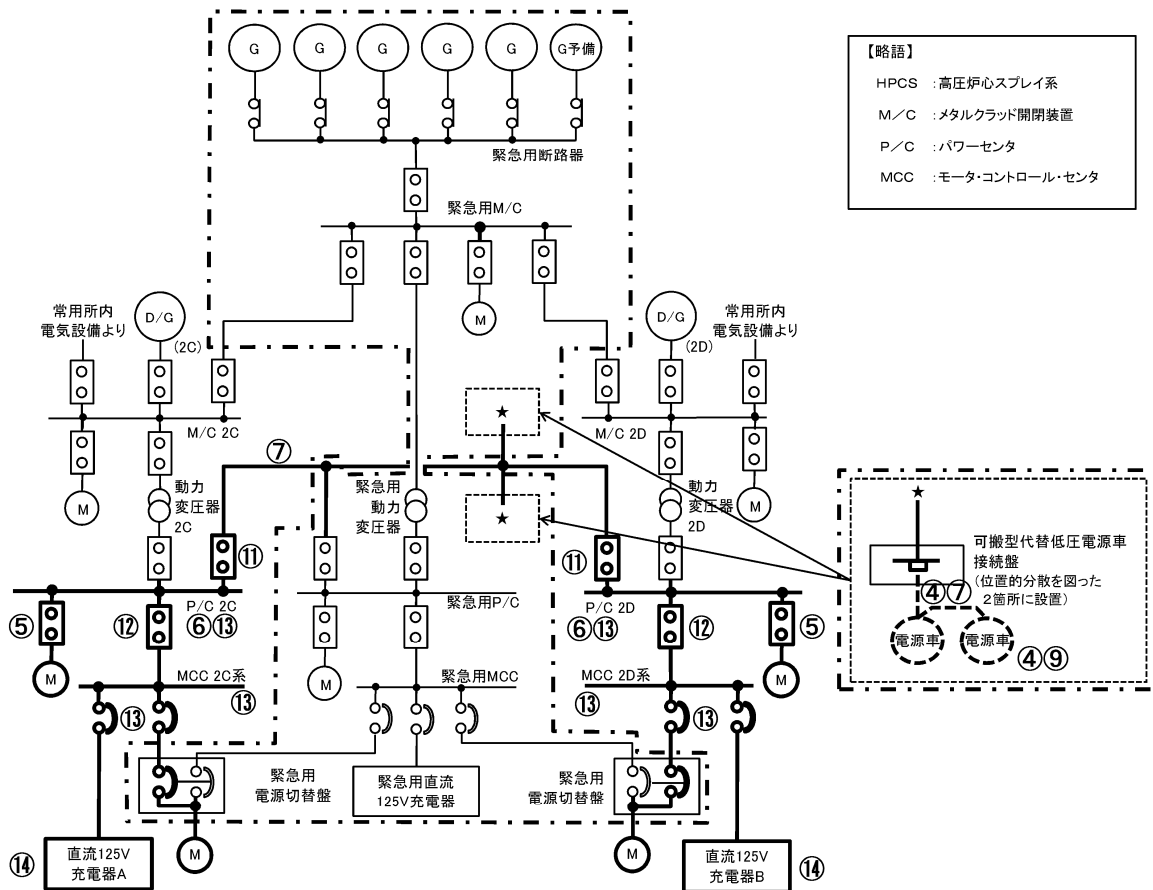
※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

第 1.14.2.1-3 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備 (D系) への給電 手順の概要図





第 1.14.2.1-4 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート



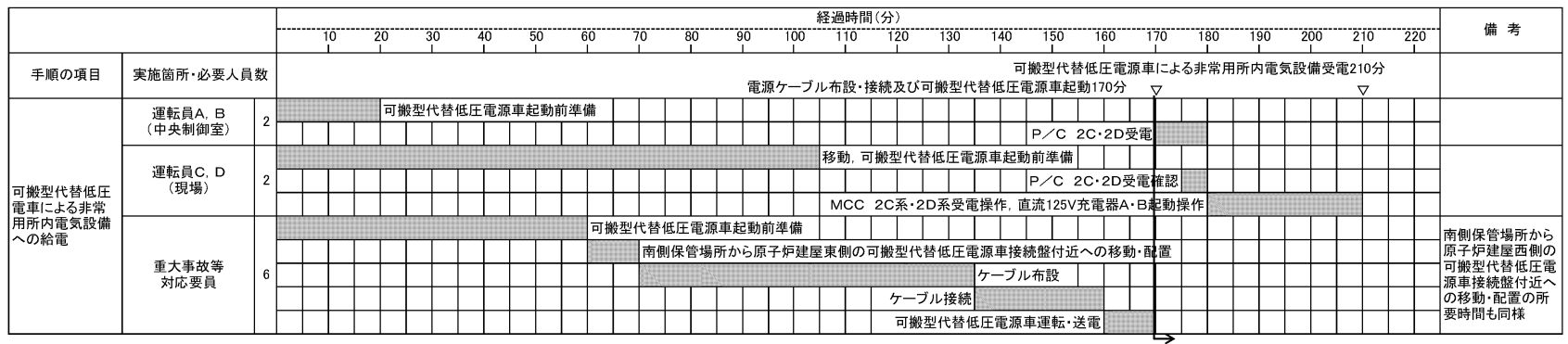
【略語】  
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系  
 M/C : メタルクラッド開閉装置  
 P/C : パワーセンタ  
 MCC : モーターコントロールセンタ

※: ○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す



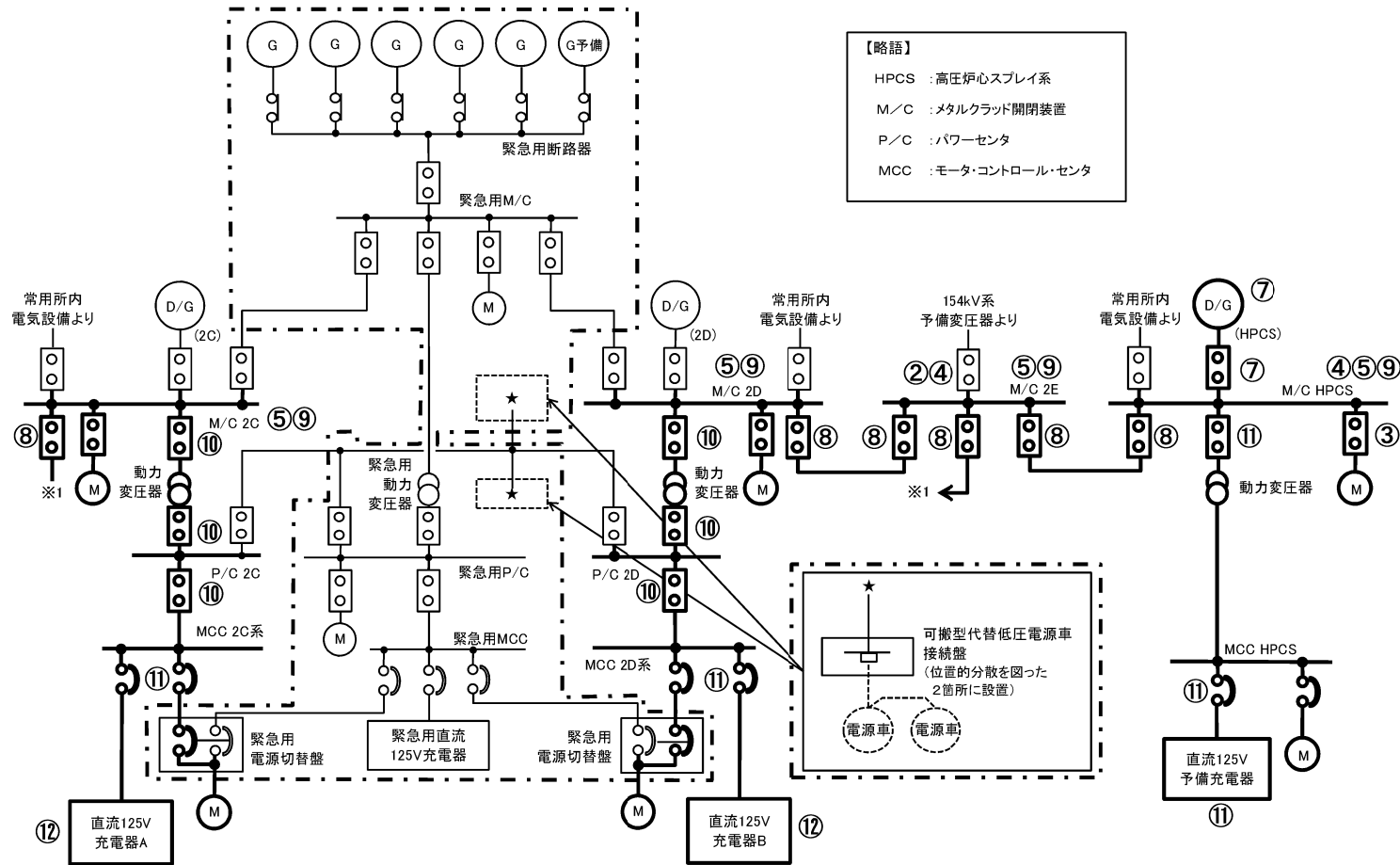
※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

第 1.14.2.1-5 図 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 手順の概要図



1.14-90

第 1.14.2.1-6 図 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート



**【略語】**  
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系  
 M/C : メタルクラッド開閉装置  
 P/C : パワーセンタ  
 MCC : モーター・コントロール・センタ

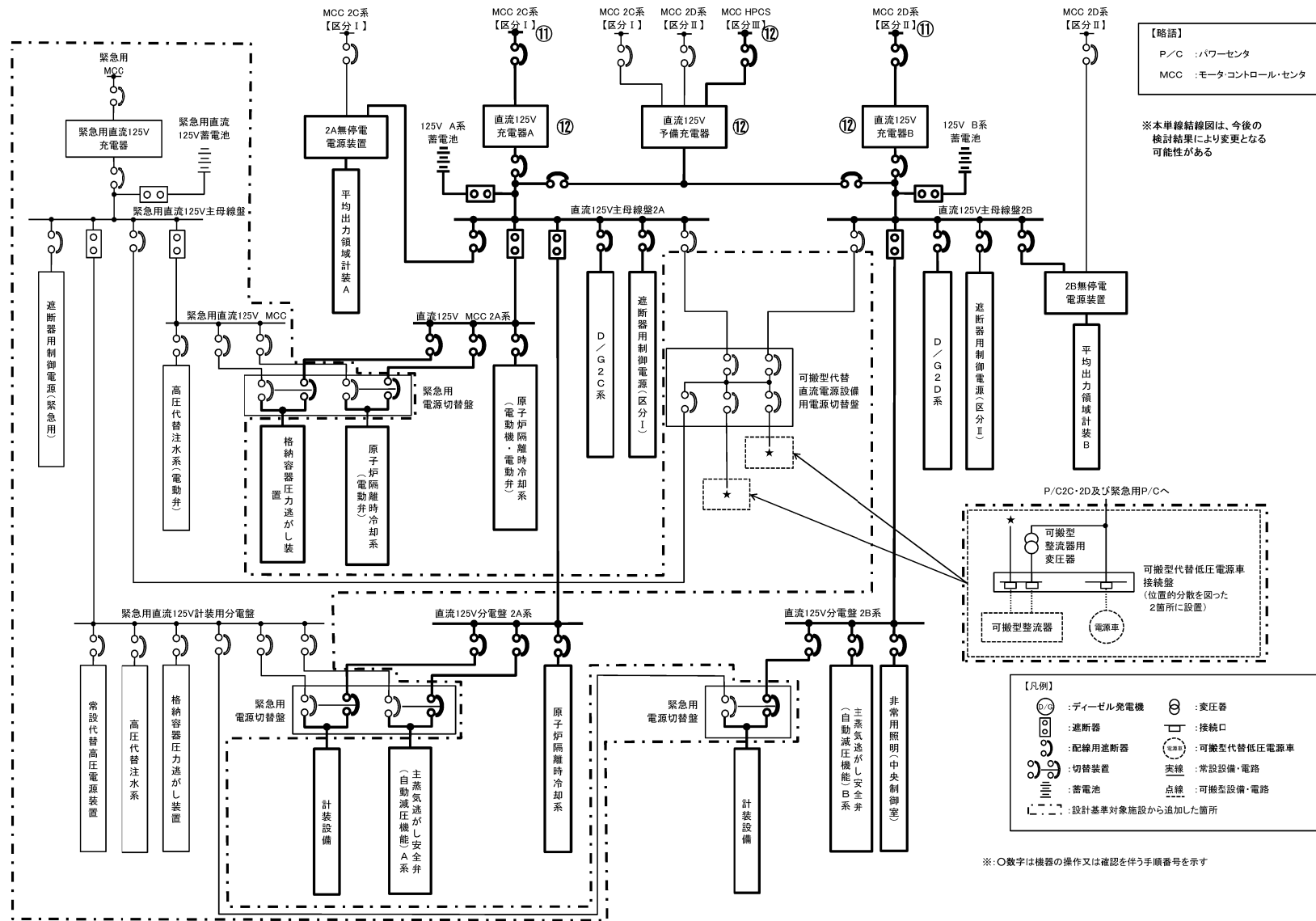
※: ○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

**【凡例】**

(D/G) : ディーゼル発電機	⊗ : 遮断器	⊗ : 配線用遮断器	— : 常設設備・電路
(G) : 常設代替高圧電源装置	⊗ : 断路器	⊗ : 切替装置	⋯ : 可搬型設備・電路
(電源車) : 可搬型代替低圧電源車	⊗ : 変圧器	(M) : モータ	
! : 設計基準対象施設から追加した箇所	□ : 接続口		

※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

第 1.14.2.1-7 図 HPCS D/G (常用M/C 2E経由) によるM/C 2C・2Dへの給電手順の概要図(1/2)

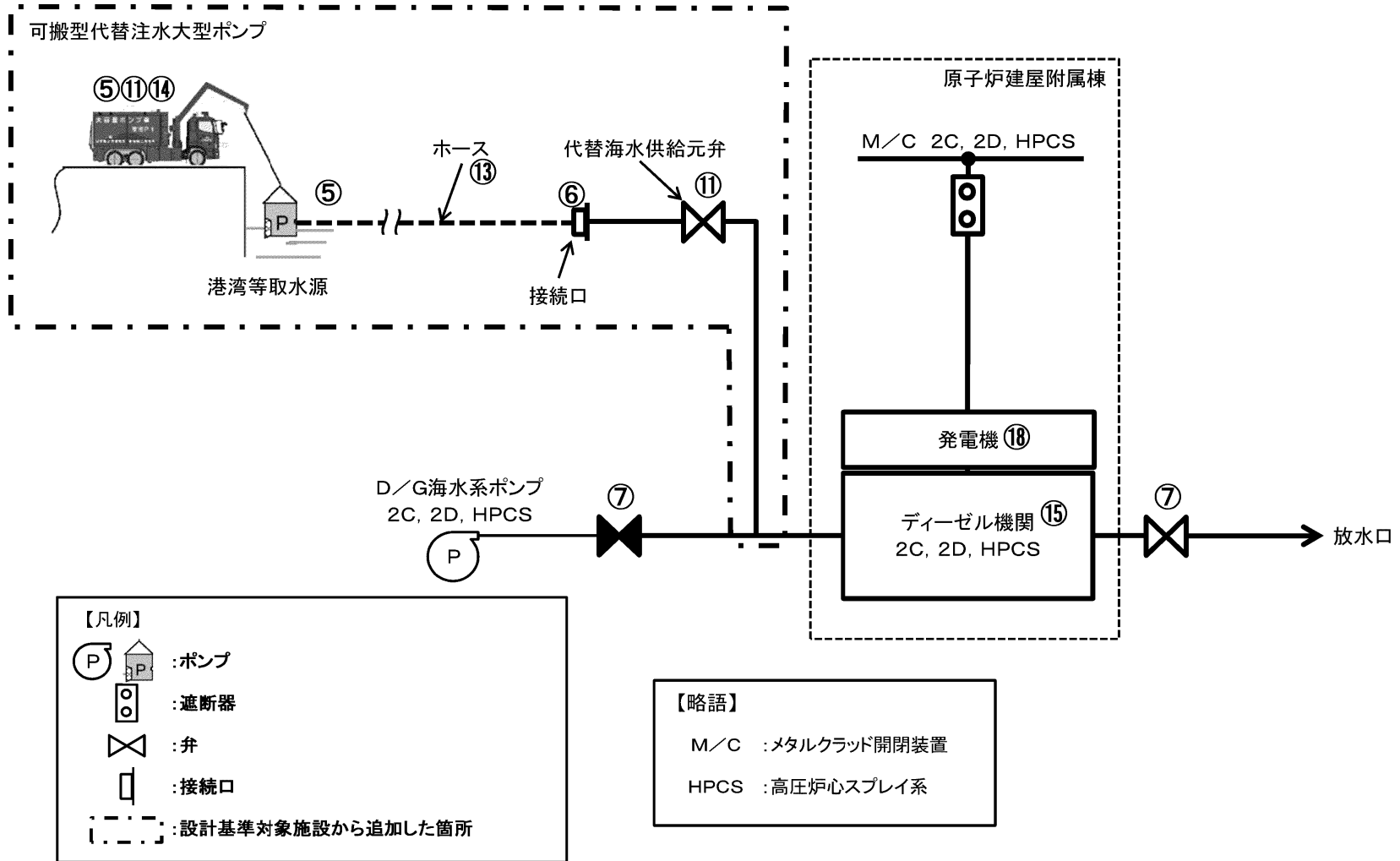


第 1.14.2.1-7 図 HPCS D/G (常用M/C 2E経由) によるM/C 2C・2Dへの給電手順の概要図(2/2)

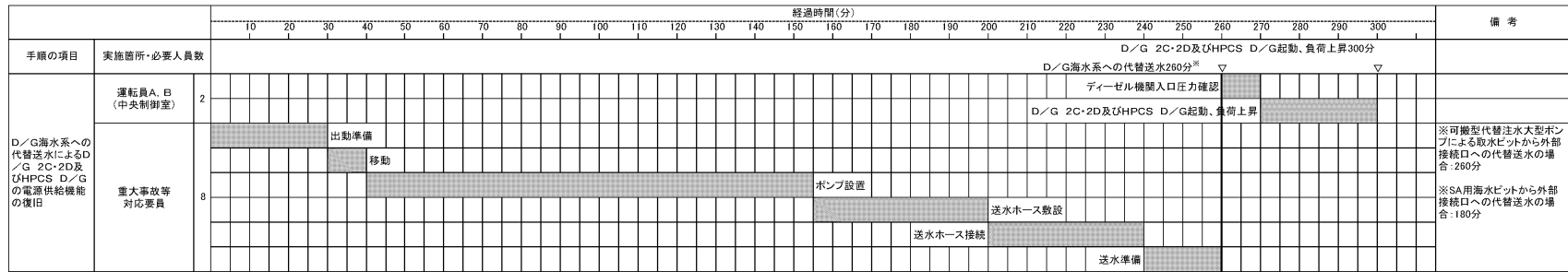
		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100				
手順の項目	実施箇所・必要人員数	HPCS D/GによるM/C 2C・2Dへの給電90分													
HPCS D/G(常用M/C 2E経由)によるM/C 2C・2Dへの給電	運転員A, B (中央制御室)	2	[Shaded]							M/C HPCS・2E・2C・2D受電前準備、インターロック解除					
			[Shaded]							HPCS D/G起動, M/C HPCS受電					
	[Shaded]							M/C 2E・2C・2D受電操作							
	運転員C, D (現場)	2	[Shaded]							移動, M/C HPCS・2E・2C・2D受電前確認					
[Shaded]							M/C 2E・2C・2D受電確認								

1.14-93

第 1.14.2.1-8 図 HPCS D/G (常用M/C 2E経由) によるM/C 2C・2Dへの給電  
タイムチャート



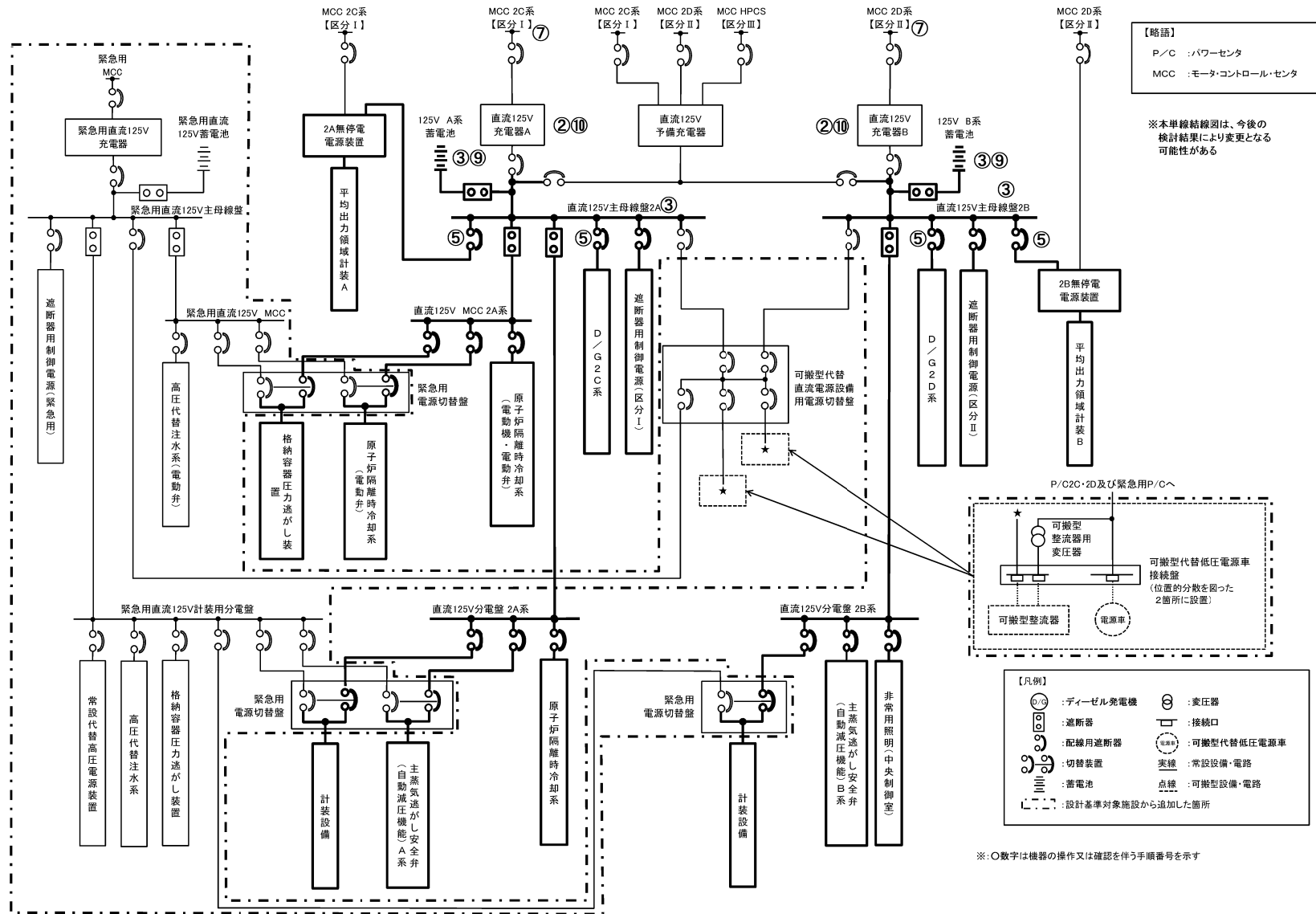
第 1.14.2.1-9 図 D/G 海水系への代替送水による D/G 2C・2D 及び HPCS D/G の電源供給機能の復旧 手順の概要図



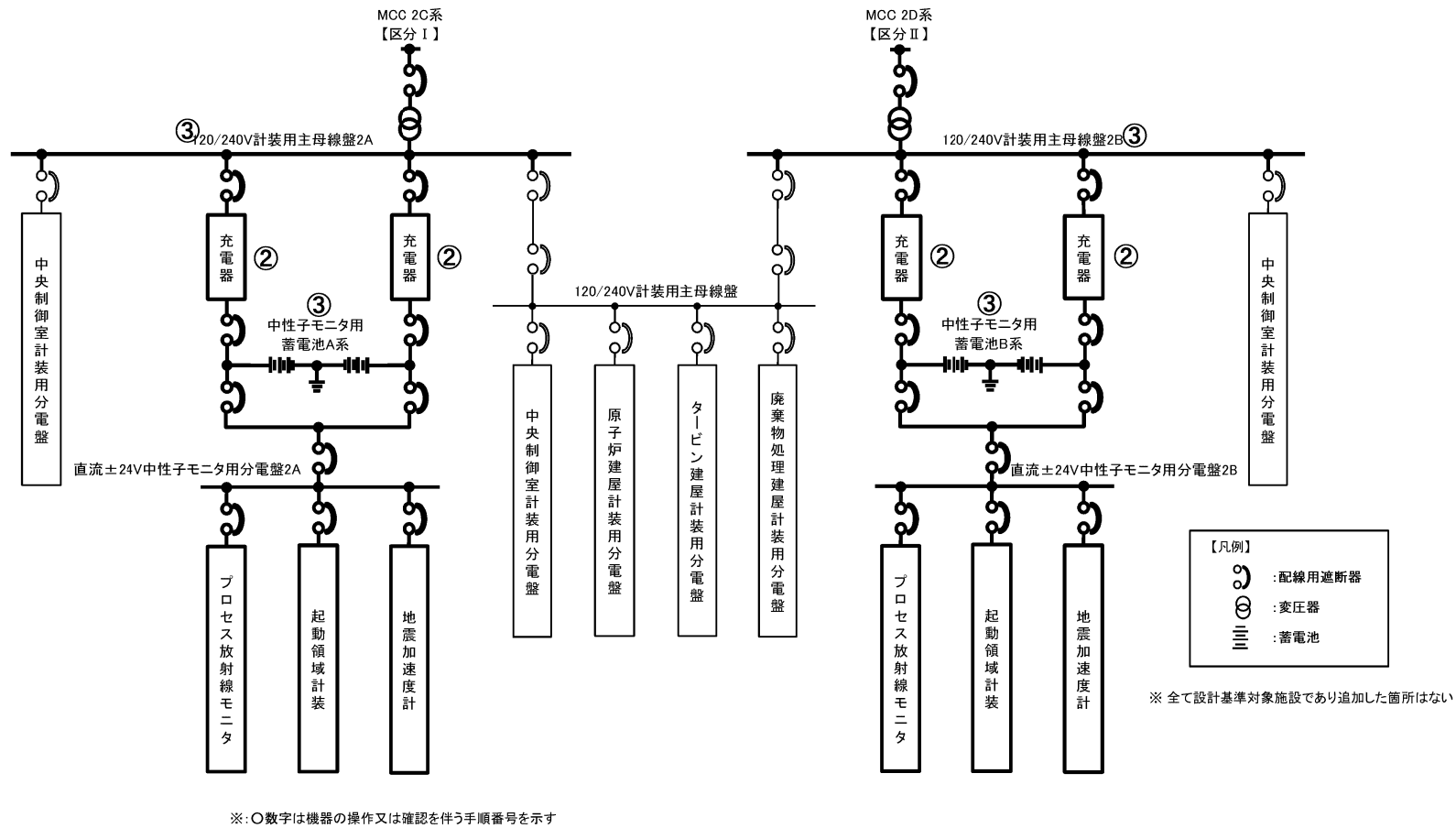
1.14-95

第 1.14.2.1-10 図 D/G海水系への代替送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧 タイムチャート





第 1.14.2.2-1 図 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 手順の概要図 (1/2)

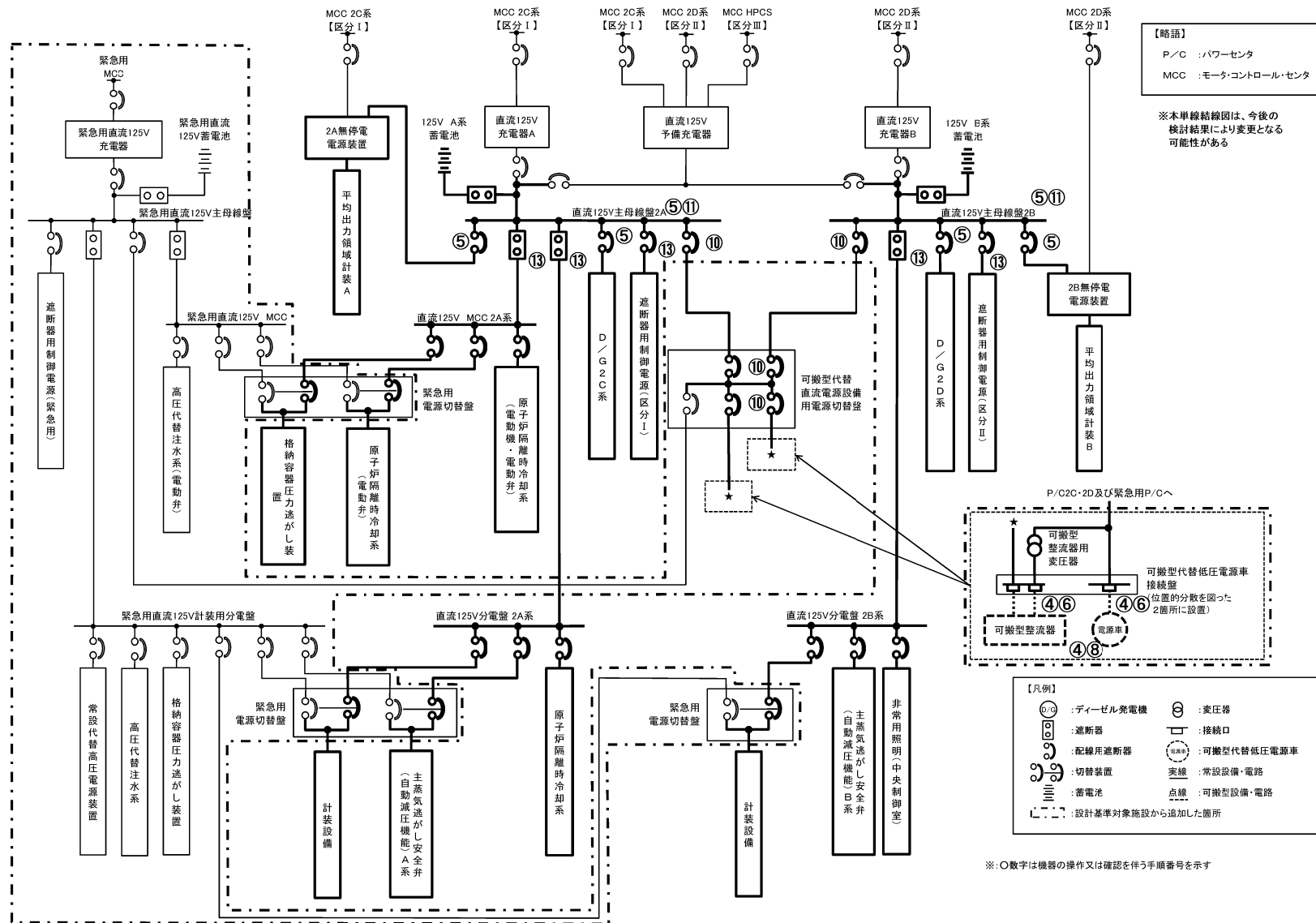


第 1.14.2.2-1 図 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 手順の概要図(2/2)

		経過時間(時間)													備考		
		<div style="text-align: center;"> </div>															
手順の項目	実施箇所・必要人員数	直流125V充電器A・Bによる直流125V主母線盤2A・2B受電															
所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員A, B (中央制御室)	2	▽1時間		▽8時間		24時間▽										
			不要負荷の切り離し														
			蓄電池室排気ファンA(又はB)運転操作														
	運転員C, D (現場)	2	移動, 125V		A系・B系蓄電池給電確認												
					不要負荷の切り離し												
													MCC受電操作				
		0	直流125V充電器A・B運転操作														
運転員操作なし	0	125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電											給電開始後24時間以上連続給電(約25時間)				

注: 所内常設直流電源設備(中性子モニター用蓄電池2A・2B)による非常用所内電気設備(直流±24V中性子モニター用分電盤2A・2B)への給電は運転員操作なし

第 1.14.2.2-2 図 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート

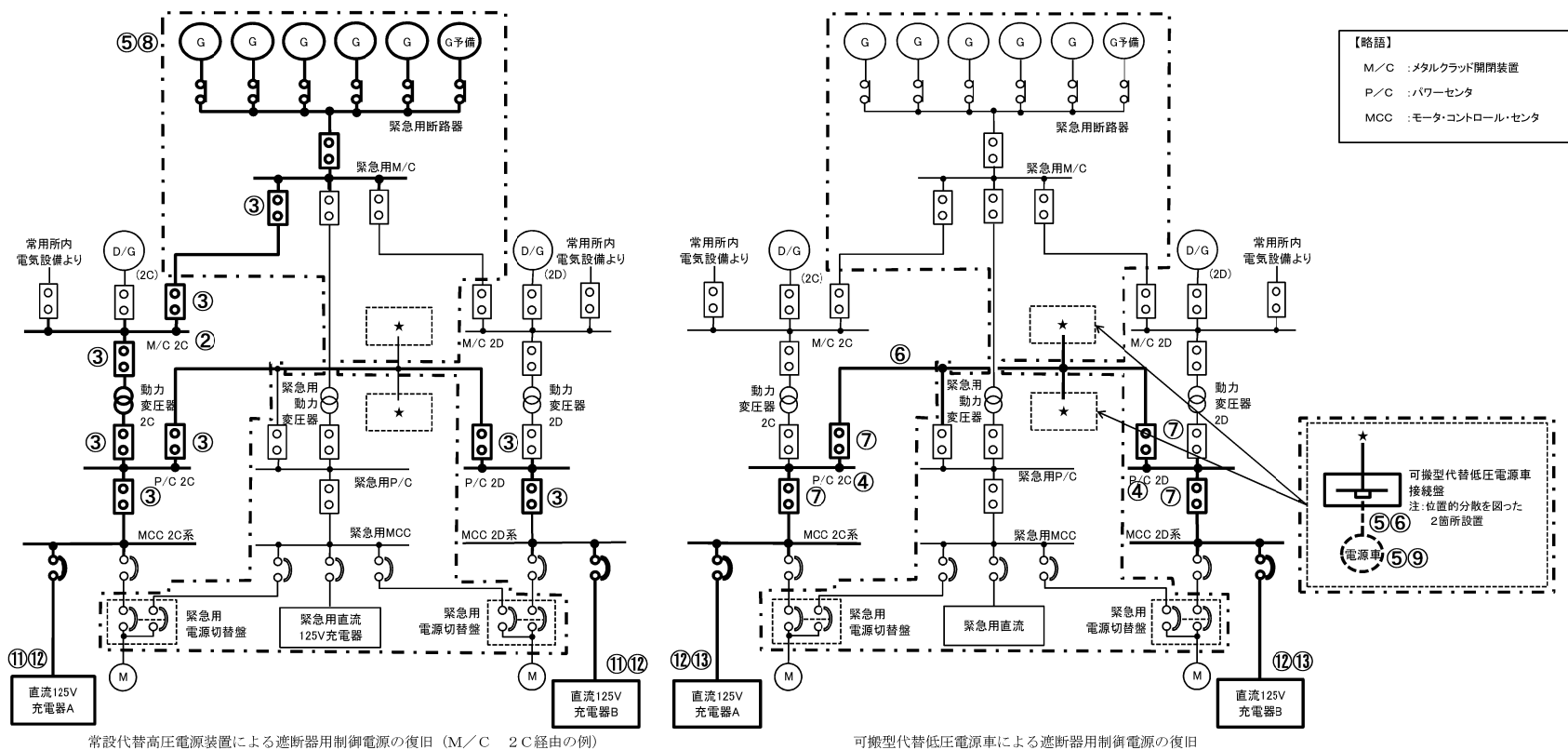


第 1. 14. 2. 2-3 図 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 手順の概要図

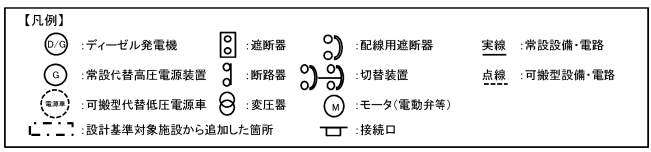
手順の項目		実施箇所・必要人員数	経過時間(分)																	備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	
			可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤2A・2B受電190分 電源ケーブル布設・接続, 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器起動160分																	
可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員C、D(現場)	2	移動, 可搬型代替直流電源設備起動前準備										直流125V主母線盤2A・2B受電操作, 受電確認							
	重大事故等対応要員	6	可搬型代替直流電源設備起動前準備										南側保管場所から原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続盤付近への移動・配置							南側保管場所から原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続盤付近への移動・配置の所要時間も同様
			ケーブル布設										ケーブル接続							
			可搬型代替低圧電源車・可搬型整流器運転・送電																	



第 1. 14. 2. 2-4 図 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート

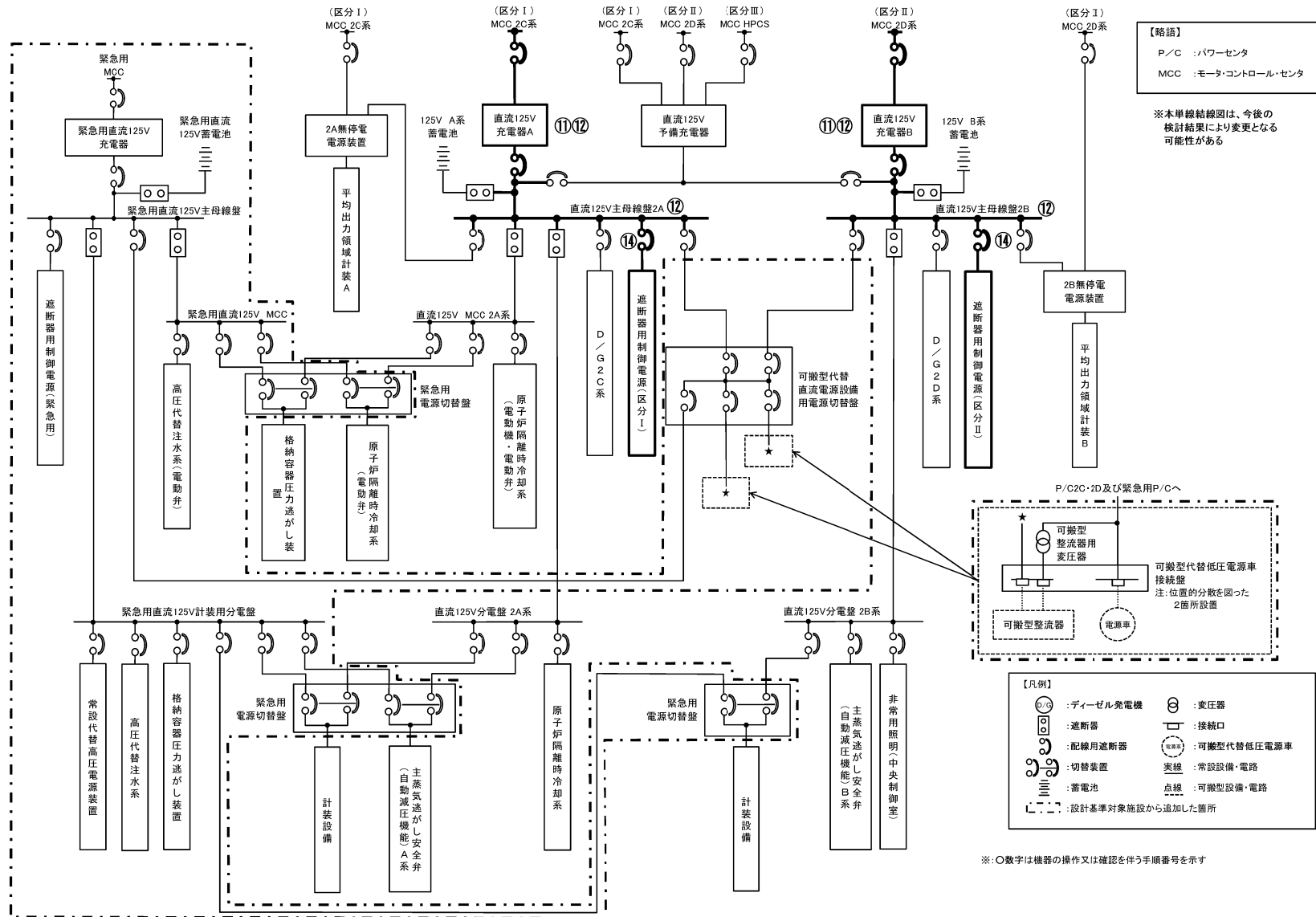


※:○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

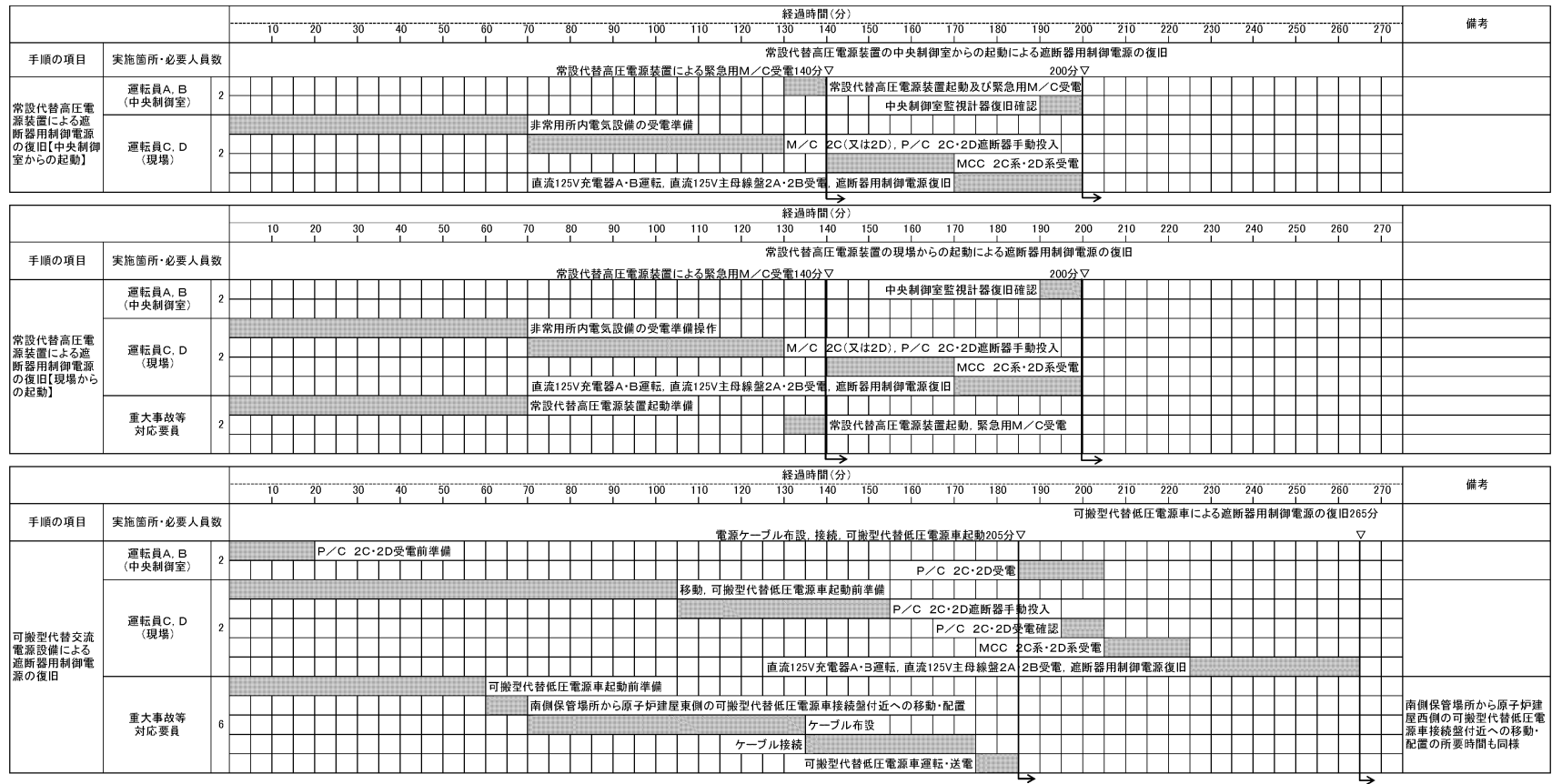


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

第 1.14.2.2-5 図 常設直流電源機能喪失時の遮断器用制御電源の復旧 手順の概要図(1/2)

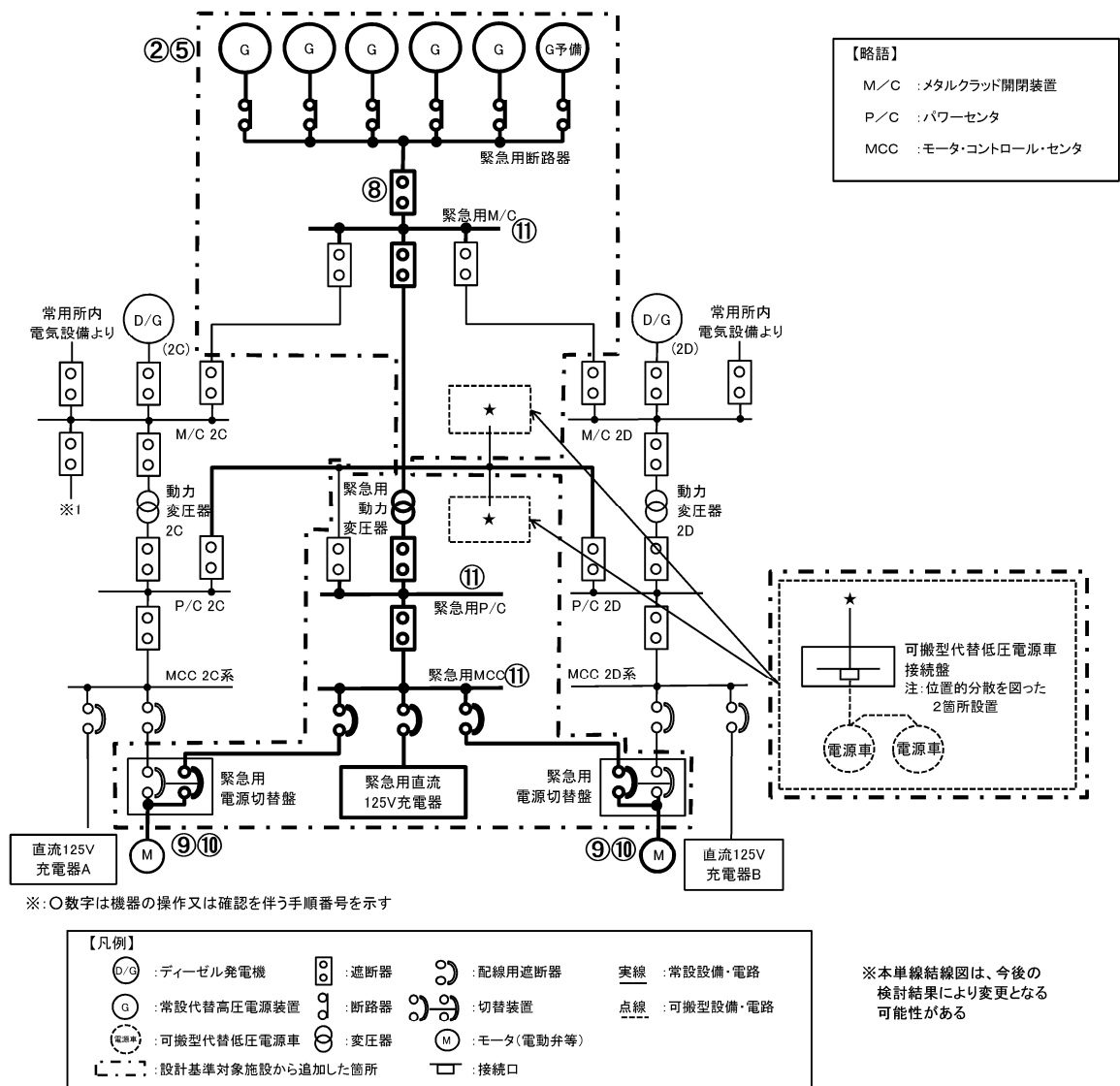


第 1.14.2.2-5 図 常設直流電源機能喪失時の遮断器用制御電源の復旧 手順の概要図(2/2)

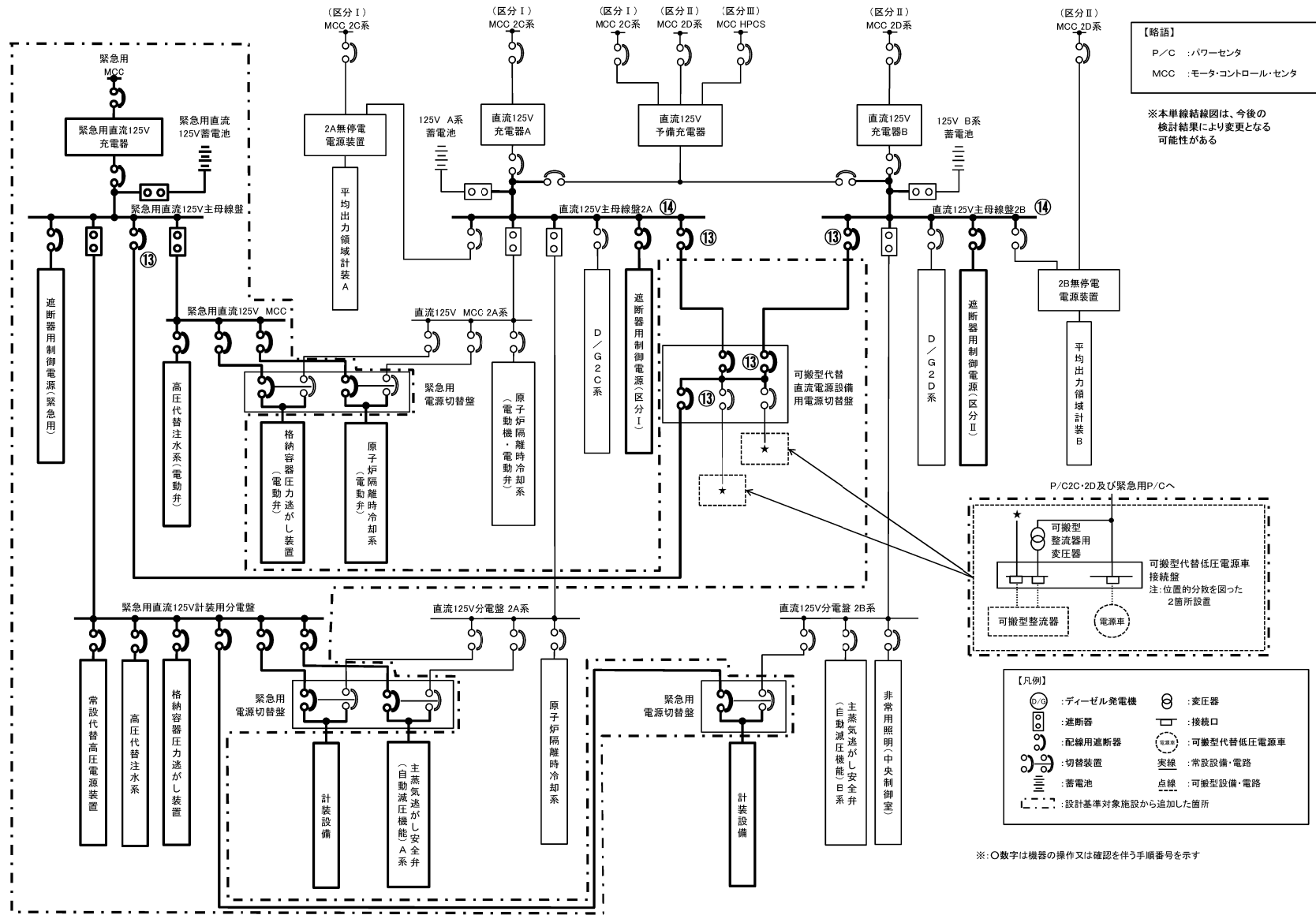


第 1.14.2.2-6 図 常設直流電源機能喪失時の遮断器用制御電源の復旧 タイムチャート

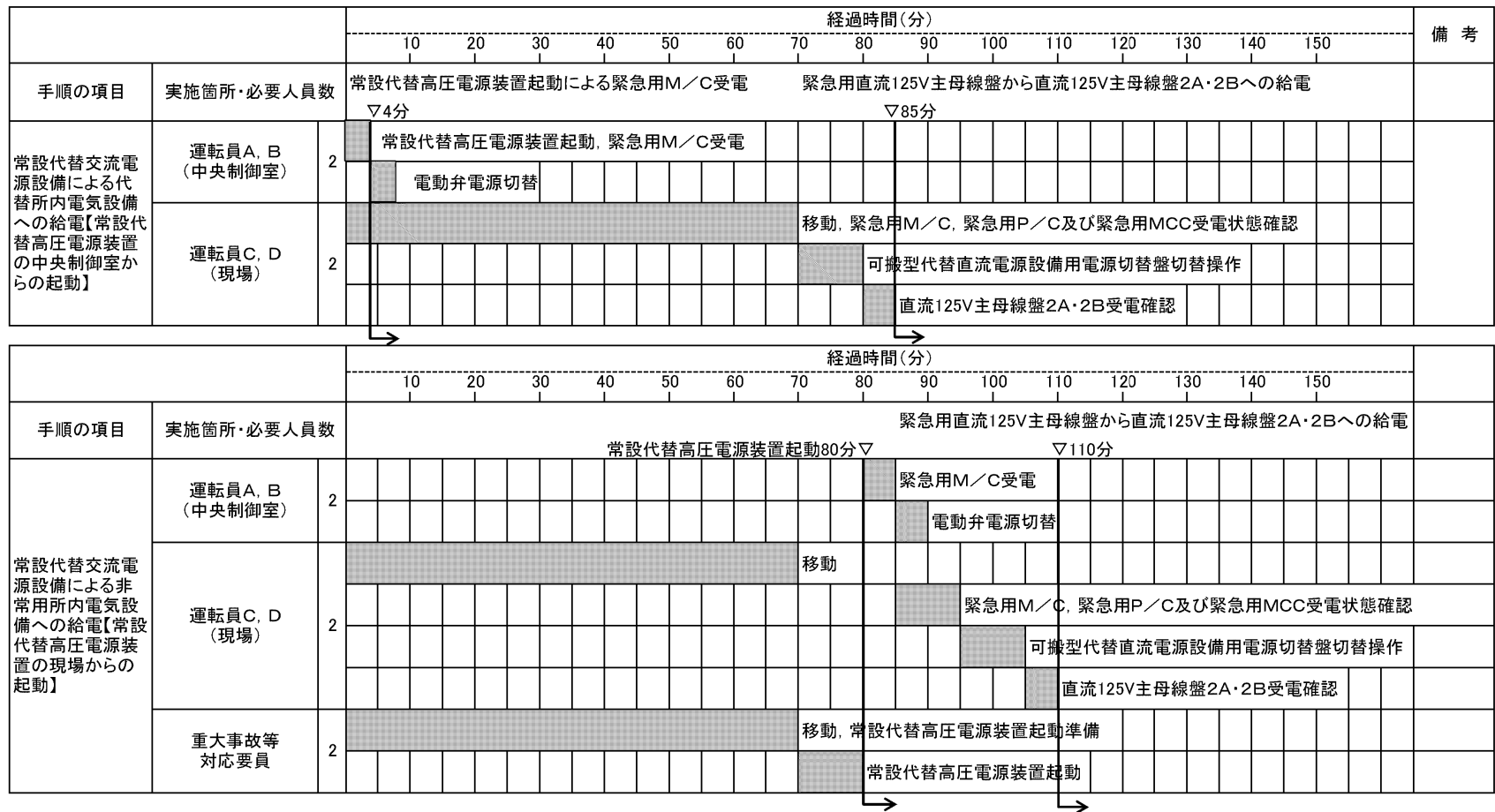




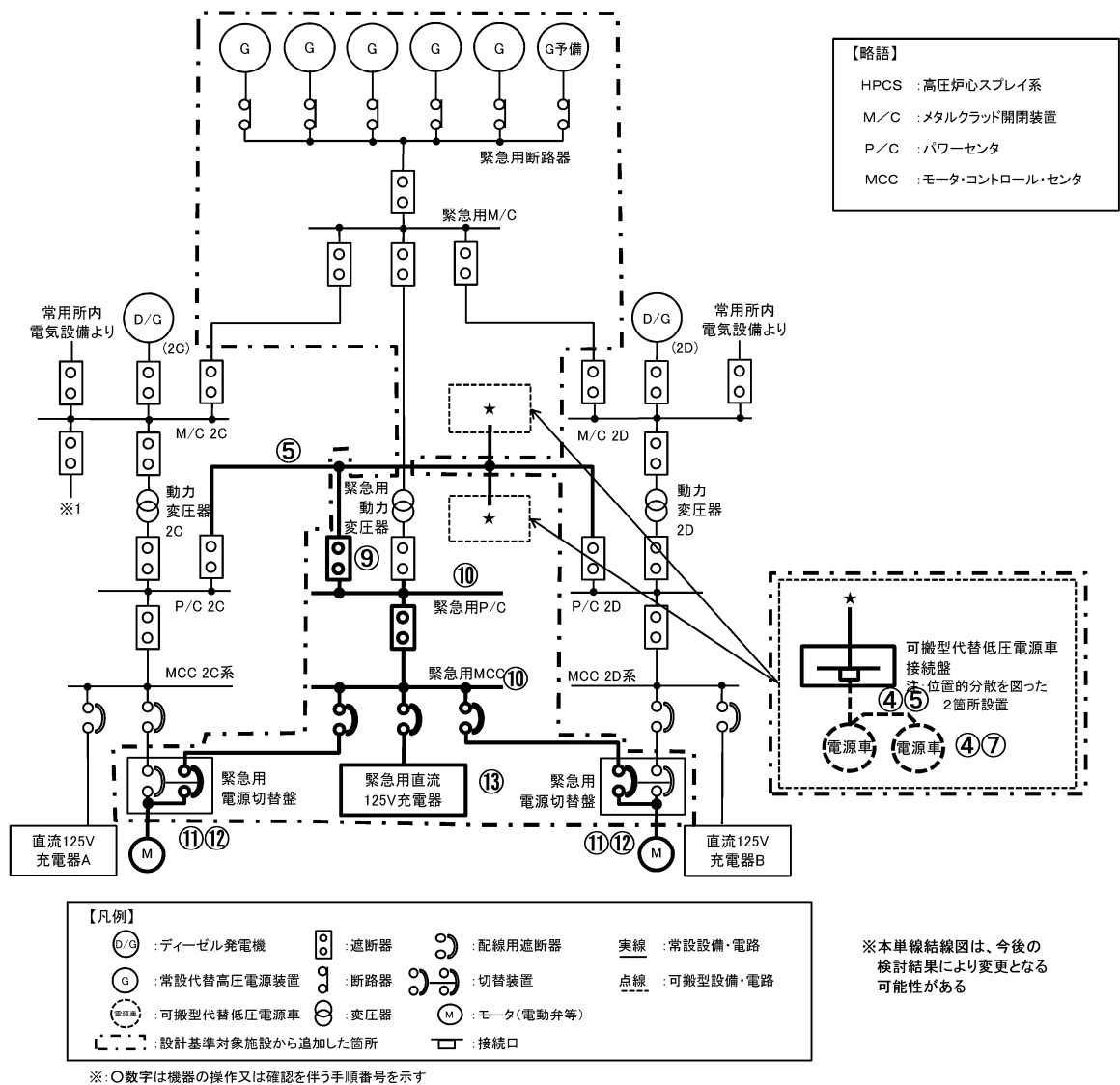
第 1. 14. 2. 3-1 図 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要図(1/2)



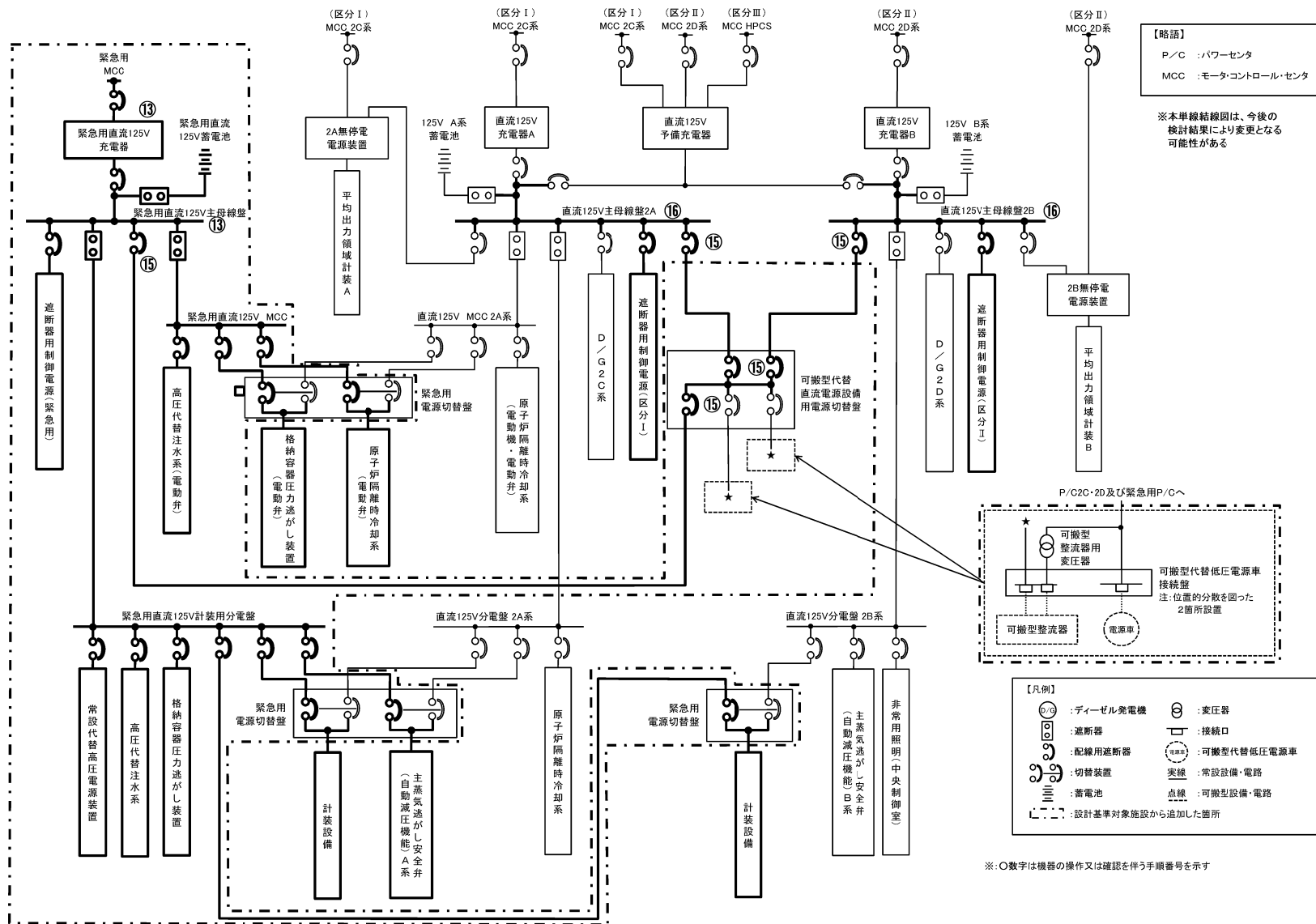
第 1. 14. 2. 3-1 図 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の概要図 (2/2)



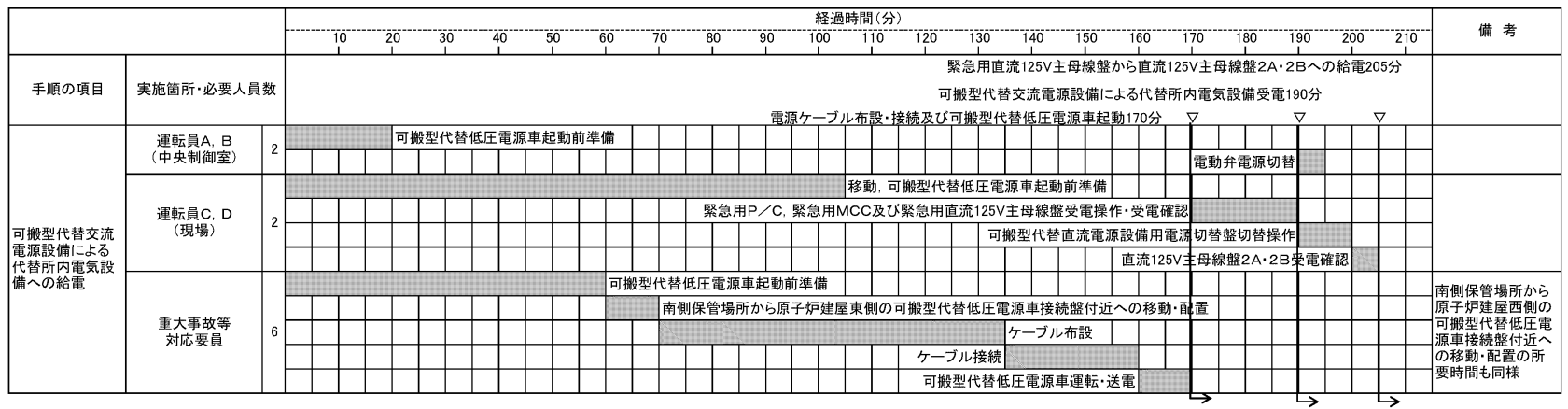
第 1. 14. 2. 3-2 図 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート



第 1. 14. 2. 3-3 図 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要図(1/2)

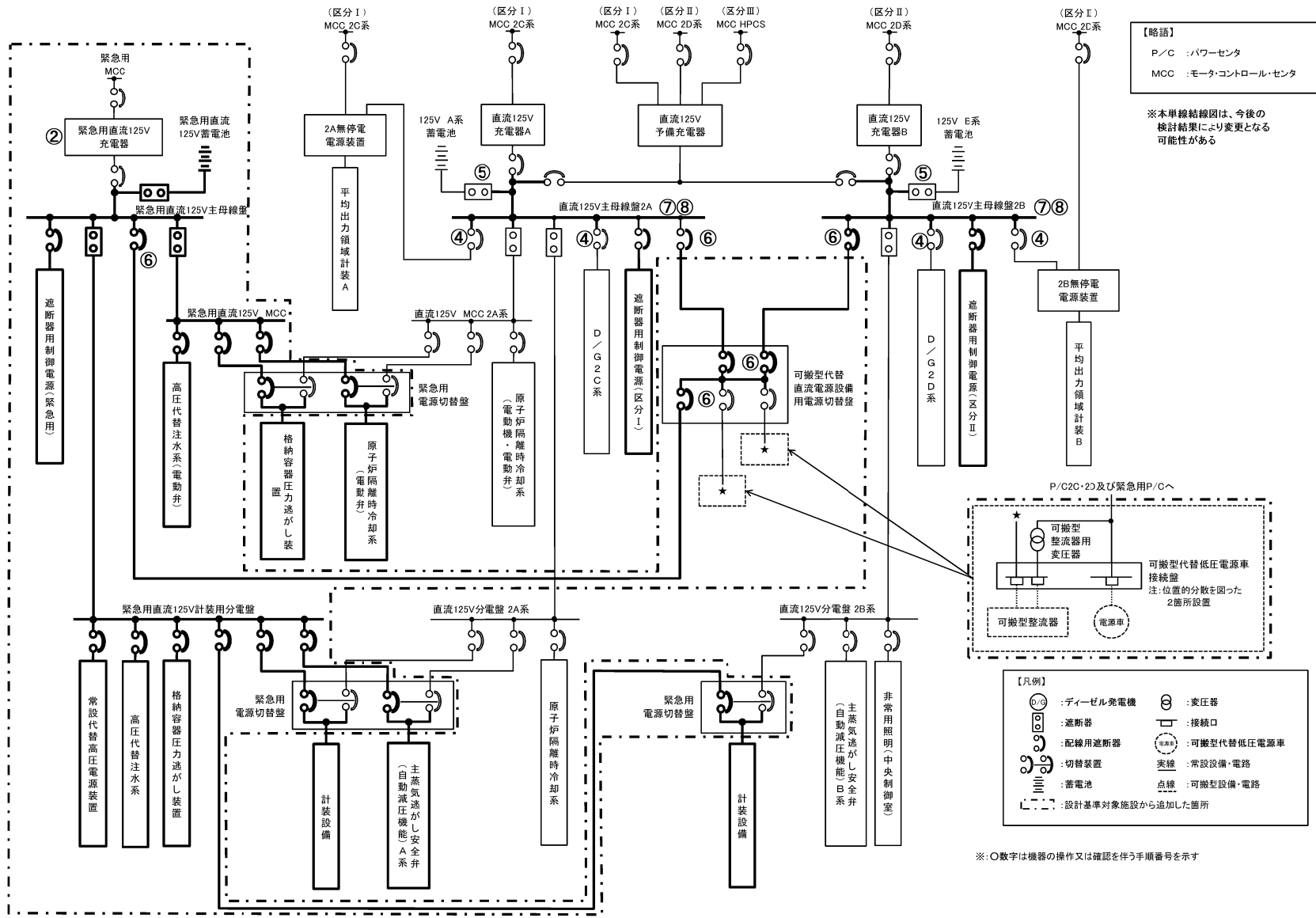


第 1.14.2.3-4 図 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の概要図(2/2)



1. 14-109

第 1. 14. 2. 3-4 図 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート



第 1.14.2.3-5 図 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の概要図

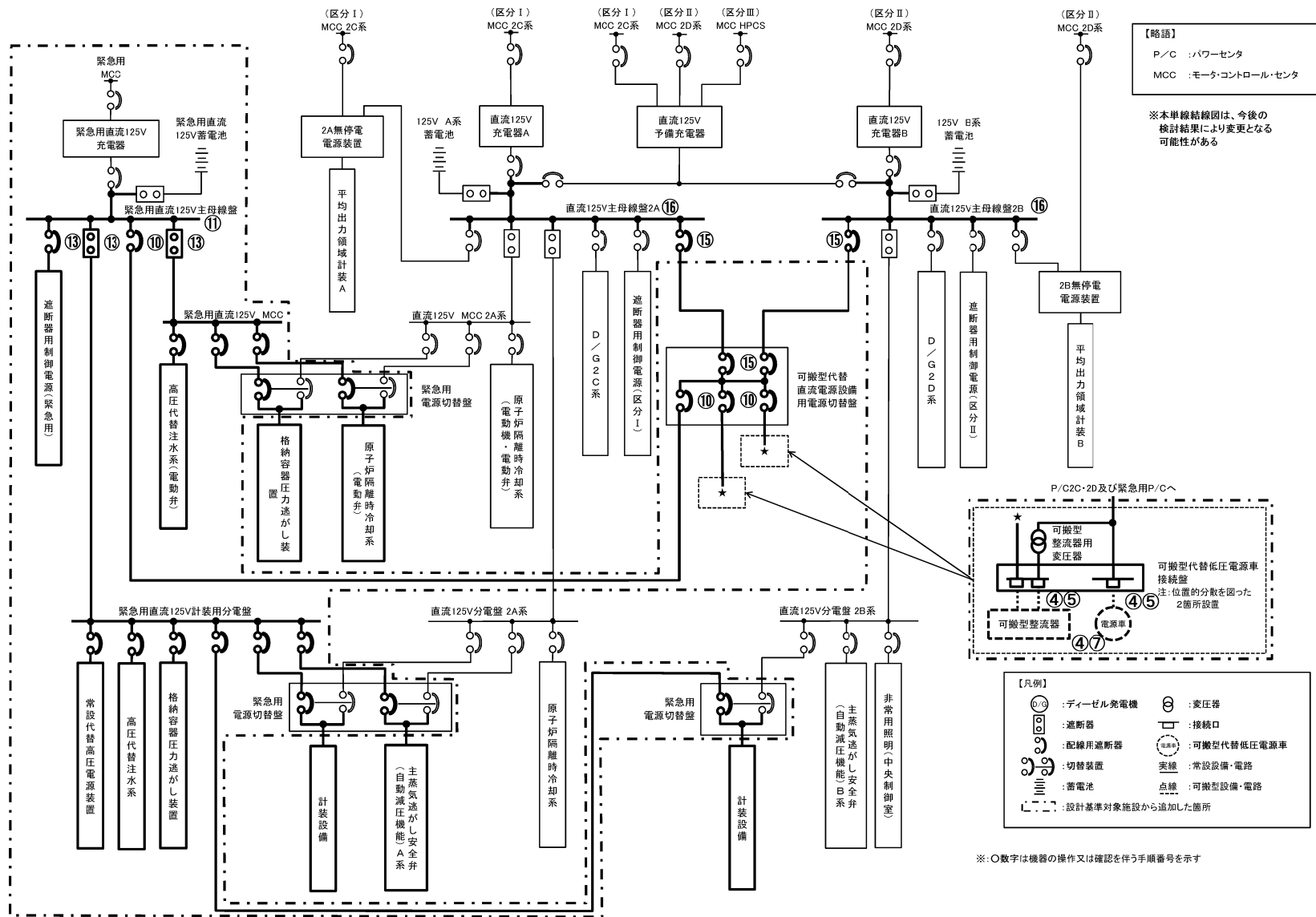
		経過時間(時間)[分]												備考												
		1 [60]	2 [120]	3 [180]	20 [1200]	21 [1260]	22 [1320]	23 [1380]	24 [1440]	25 [1500]																
手順の項目	実施箇所・必要人員数	緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤2A・2Bへの給電 ▽2時間50分																								
常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員A, B (中央制御室)	2																								
	運転員C, D (現場)	2	移動, 緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電確認																							
			不要負荷の切離し																							
			125V A系・B系蓄電池用遮断器開放操作																							
			緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤2A・2Bへの給電																							
	運転員操作なし	0	緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電												給電開始後24時間以上連続給電(約25時間)											



1.14-111

第 1.14.2.3-6 図 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート

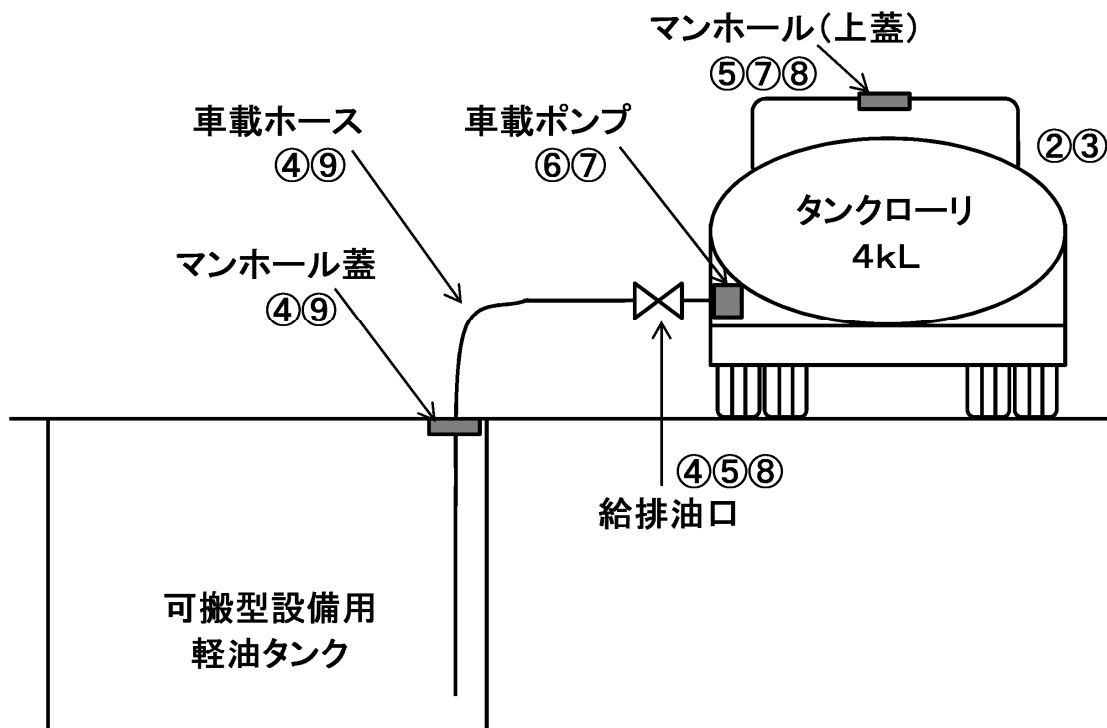




第 1.14.2.3-7 図 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の概要図

手順の項目		実施箇所・必要人員数	経過時間(分)																		備考	
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		190
可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電		運転員A, B (現場)	2	緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤2A・2Bへの給電205分																		
				可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤2A・2B及び緊急用125V主母線盤受電190分																		
		重大事故等 対応要員	6	電源ケーブル布設・接続, 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器起動160分																		
				移動, 可搬型代替直流電源設備起動前準備																		
				緊急用直流125V主母線盤受電操作, 受電確認																		
				可搬型代替直流電源設備用電源切替盤切替操作																		
				直流125V主母線盤2A・2B受電確認																		
				可搬型代替直流電源設備起動前準備																		
				南側保管場所から原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続盤付近への移動・配置																		南側保管場所から原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続盤付近への移動・配置の所要時間も同様
				ケーブル布設																		
				ケーブル接続																		
				可搬型代替低圧電源車・可搬型整流器運転・送電																		

第 1.14.2.3-8 図 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート



※:○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

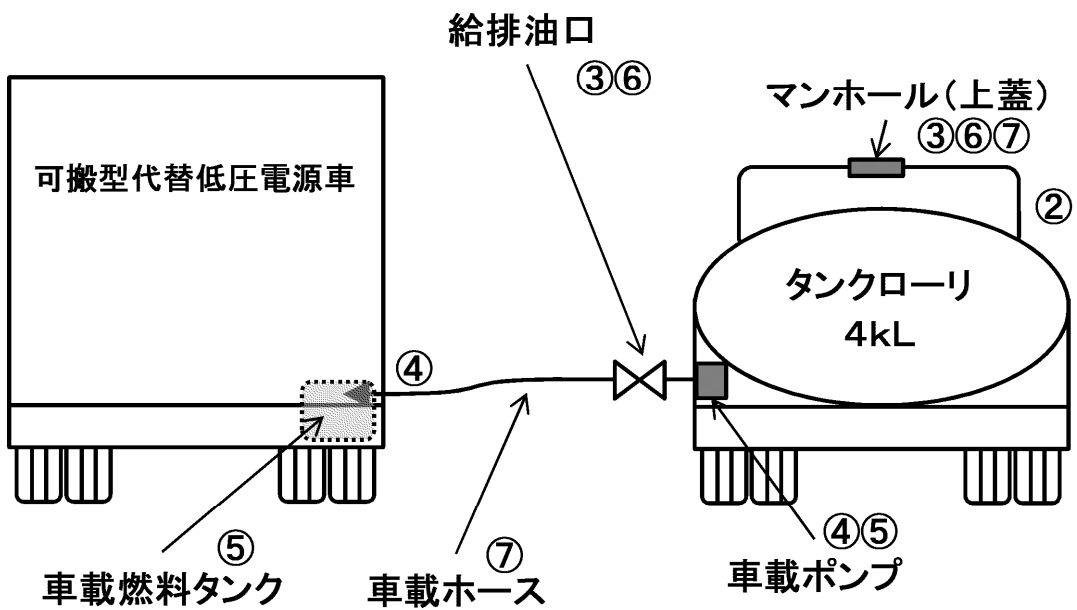
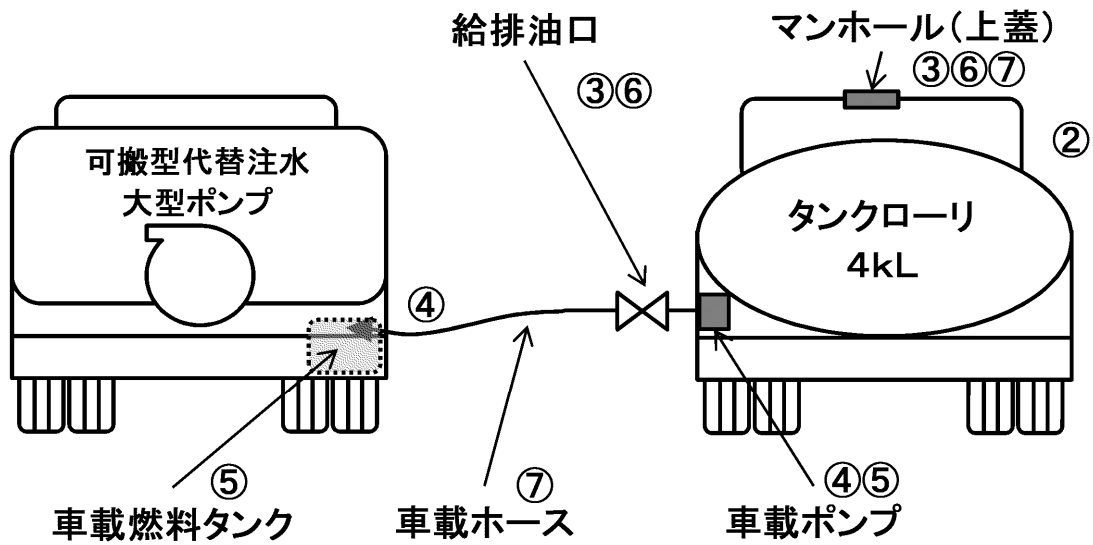
第 1.14.2.4-1 図 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給手順の概要図

		経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
手順の項目	実施箇所・必要人員数	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了90分												
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給(初回)	重大事故等対応要員	2	出動準備(※1)											※1:防護具着用、可搬型設備保管場所への移動、使用する設備の準備等
			タンクローリ配置											
			補給準備											
			補給											
			後片付け											

		経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
手順の項目	実施箇所・必要人員数	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了50分												
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給(2回目以降)	重大事故等対応要員	2	タンクローリ配置											
			補給準備											
			補給											
			後片付け											

<参考>  
 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへのくみ上げ速度:200L/min  
 タンクローリの容量:2kL×2 →10分+10分(タンク切替)+10分=30分

第 1.14.2.4-2 図 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給 タイムチャート



※:○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

第 1.14.2.4-3 図 タンクローリから各機器への給油 手順の概要図

		経過時間(分)																		備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90										
手順の項目	実施箇所・必要人員数	タンクローリから各機器への給油完了 以降、各機器への給油を繰り返し、タンクローリの軽油残量に応じて 軽油タンクからタンクローリへの補給を繰り返す ▽24分																		
タンクローリから 各機器への給油	重大事故等 対応要員	2	移動(※1)																※1: 南側保管場所の可搬型設備用 軽油タンクから淡水貯水池に配置 されている可搬型設備への移動 を想定 ※2: 可搬型代替注水大型ポンプ(1台) への給油を想定	
			給油準備																	
			給油(※2)																	
			後片付け																	

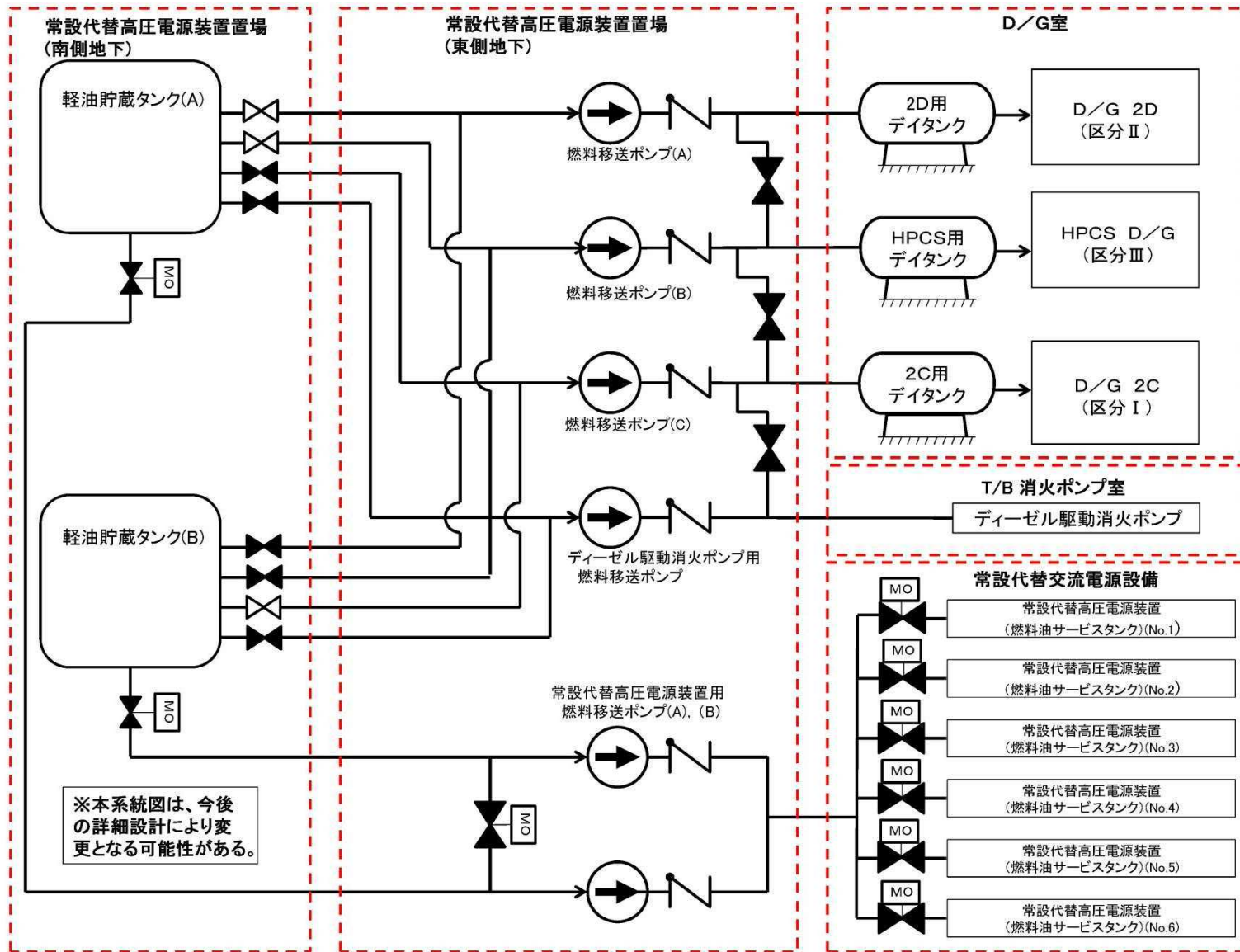
注: 移動時間及び給油時間は、対象機器の配置場所及び燃料タンク容量により前後する。

- 原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)へ給油する場合は、移動時間を6分、給油時間を3分、トータル約19分と想定する。
- 原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)へ給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を3分、トータル約16分と想定する。
- SA用海水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。
- 取水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。
- 放水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。
- 代替淡水貯槽に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を8分、トータル約21分と想定する。
- 淡水貯水池に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を6分、給油時間を8分、トータル約24分と想定する。
- タンクローリ(1台)へ給油する場合は、移動時間は不要とし、給油時間を約1分と想定する。

1.14-117

第 1.14.2.4-4 図 タンクローリから各機器への給油 タイムチャート





第 1. 14. 2. 4-6 図 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油 概略系統図



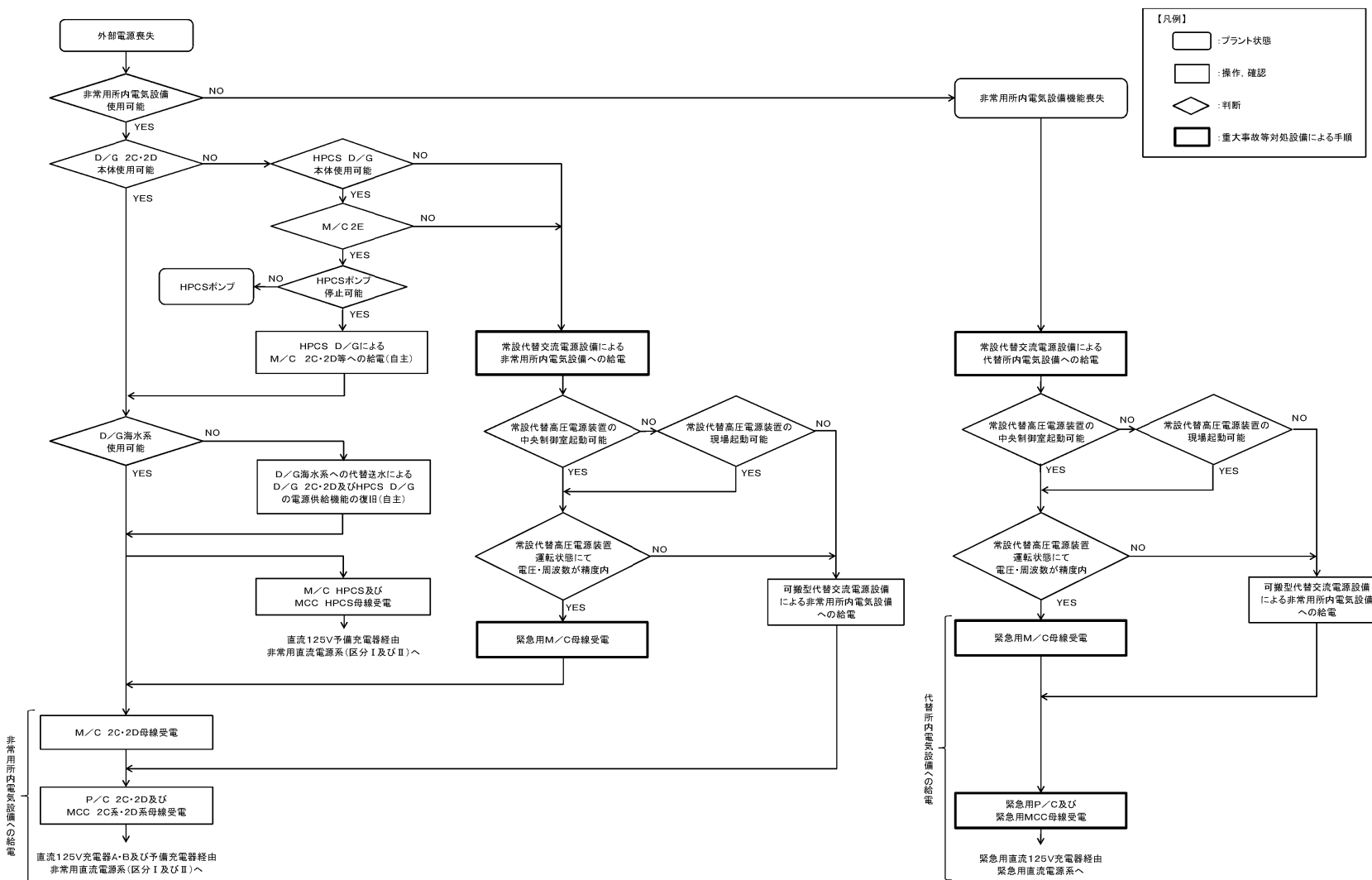
		経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90								
手順の項目	実施箇所・必要人員数	▽ 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油15分																
燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	重大事故等 対応要員 2	移動																
			燃料補給設備による自動給油状態確認															



1.14-120

第 1.14.2.4-7 図 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油 タイムチャート

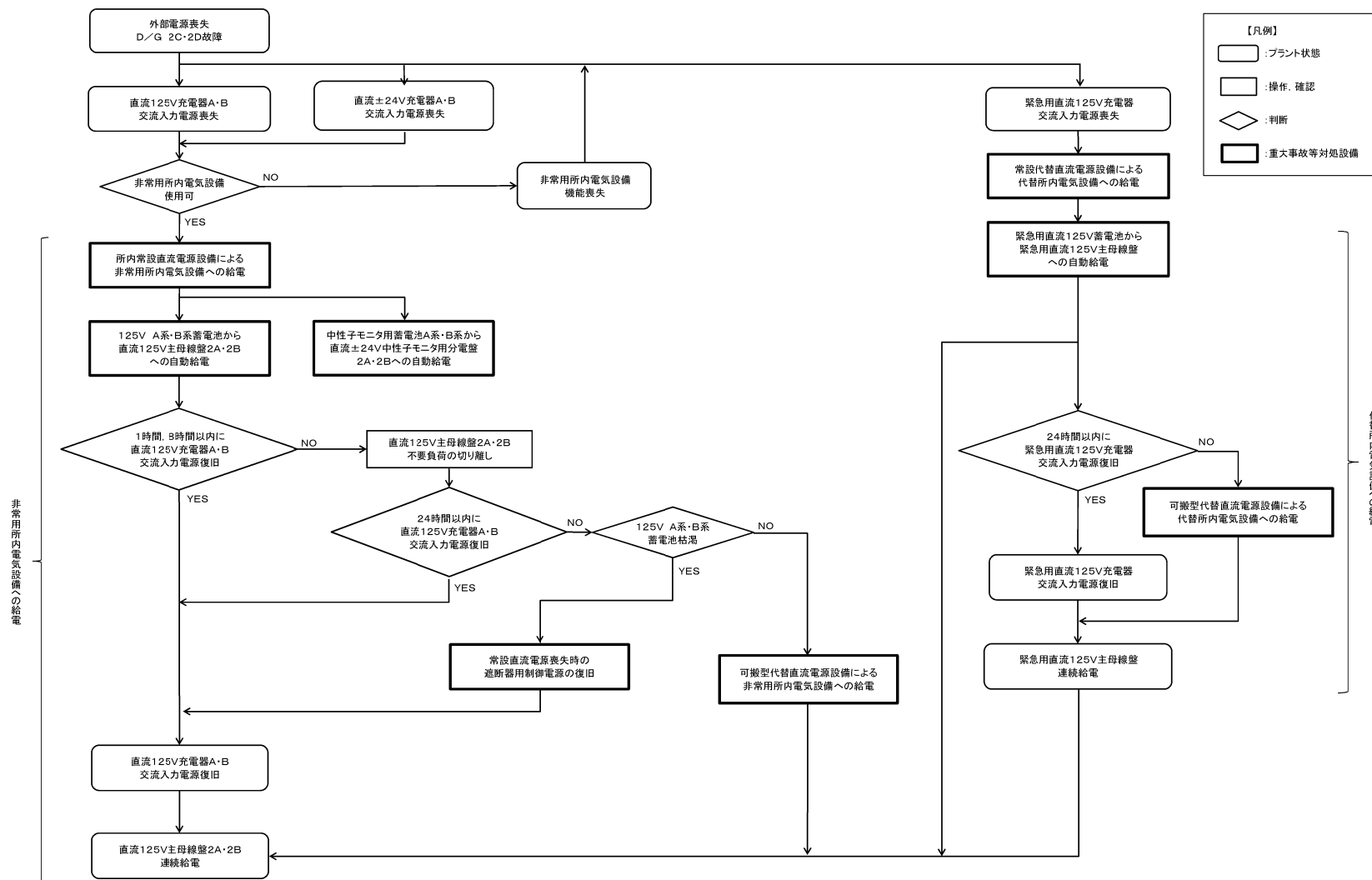
(1) 交流動力電源喪失時



1. 14-121

第 1. 14. 2. 5-1 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート(1/2)

(2) 直流動力電源喪失時



1.14-122

第 1.14.2.5-1 図 重大事故等発生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(1/3)

技術的能力審査基準(1.14)	番号	設置許可基準規則(57条)	技術基準規則(72条)	番号
<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下、「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</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の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。                      2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体等の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下、「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。                      2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体等の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p><b>【解釈】</b>                      1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-	<p><b>【解釈】</b>                      1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p><b>【解釈】</b>                      1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	-
<p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保                      a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 代替電源設備を設けること。                      i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。                      ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。                      iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>a) 代替電源設備を設けること。                      i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。                      ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。                      iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑥ ⑦ ⑧
<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間以内に、十分な余裕を持って可搬型代替電源設備に繋ぎ込み、給電を開始できること。</p>	③	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	⑨
<p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	-	<p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	<p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	⑩
<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、常設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p>	-	<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p>	<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p>	-
<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	④	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	⑪
		<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。                      a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。                      a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	-

審査基準、基準規則と対処設備との対応表(2/3)

：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
非常用所内電気設備への給電 常設代替交流電源設備による	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ⑤ ⑦	-	-	-	-	-	-
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							
	緊急用M/C	既設							
非常用所内電気設備への給電 可搬型代替交流電源設備による	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
M/C HPCS D/G 2E 2C・2Dへの給電	-	-	-	M/C HPCS D/G 2E 2C・2Dへの給電	HPCS D/G	常設	90分	4人	自主対策とする理由は本文参照
					M/C HPCS	常設			
					M/C 2E	常設			
D/G D/G 2C 2D及びHPCS D/G の電源供給機能の復旧	-	-	-	D/G D/G 2C 2D及びHPCS D/G の電源供給機能の復旧	D/G 2C	可搬	180分	12人	自主対策とする理由は本文参照
					D/G 2D	可搬			
					HPCS D/G	常設			
					D/G 2C海水系配管・弁	常設			
					D/G 2D海水系配管・弁	常設			
					HPCS D/G海水系配管・弁	常設			
					可搬型代替注水大型ポンプ	常設			
			ホース	常設					
非常用所内電気設備への給電 所内常設直流電源設備による	直流 125V A系蓄電池	既設	① ② ⑤ ⑨	-	-	-	-	-	-
	直流 125V B系蓄電池	既設							
	中性子モニター用蓄電池A系	既設							
	中性子モニター用蓄電池B系	既設							
非常用所内電気設備への給電 可搬型代替直流電源設備による	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑩	-	-	-	-	-	-
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	可搬型整流器	新設							

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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設直流電源喪失時の 遮断器用制御電源の復旧	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑩	-	-	-	-	-	-
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							
	緊急用M/C	新設							
	可搬型代替低圧電源車	新設							
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
常設代替高圧電源装置による 代替所内電気設備への給電	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧ ⑩	-	-	-	-	-	-
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							
	緊急用M/C	新設							
可搬型代替低圧電源車による 代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	-	-	-	-	-	-
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	緊急用P/C	新設							
常設代替直流電源設備による 代替所内電気設備への給電	緊急用直流 125V 蓄電池	新設	① ② ④ ⑤ ⑧ ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-
可搬型代替直流電源設備による 代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	可搬型整流器	新設							
燃料補給設備	可搬型設備用軽油タンク	新設	① ② ⑤	-	-	-	-	-	-
	タンクローリ	新設							
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							

基準規則に対する適合方針(1/2)

設置許可基準規則(57条)	技術基準規則(72条)	適合方針
<p><b>【本文】</b></p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b></p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下、「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	
<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p>	<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p>	<p>可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を配備し、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する設計とする。</p>
<p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p>	<p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p>	<p>常設代替交流電源設備を設置し、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する設計とする。</p>
<p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図った重大事故等対処設備である代替交流電源設備及び代替直流設備を設置又は配備（保管）する設計とする。</p>
<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>所内常設直流電源設備である125V A系・B系蓄電池は、自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要なではない直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において不要な負荷を切り離すことで最大24時間にわたり、直流125V 主母線盤2A・2Bへの給電が可能設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池は、負荷切り離しを行わずに最大24時間にわたり、緊急用直流125V主母線盤への給電が可能設計とする。</p>

## 基準規則に対する適合方針(2/2)

設置許可基準規則(57条)	技術基準規則(72条)	適合方針
c) 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	c) 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備を配備し、可搬型代替低圧電源車の燃料が枯渇しないように給油を継続することで、24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に直流電源の供給を行うことが可能な設計とする。
d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	東海第二発電所は単機プラントのため対象外
e) 所内電気設備(モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	e) 所内電気設備(モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散を図った重大事故等対処設備である代替所内電気設備を設置し、重大事故等が発生した場合において、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。
2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し(原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3系統目)を整備すること。	2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し(原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3系統目)を整備すること。	対象外



## 重大事故対策の成立性

### 1. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

#### a. 操作概要

外部電源及びD/Gの機能喪失により非常用所内電気設備（2C系及び2D系）へ給電できない場合に、常設代替高圧電源装置を起動し、非常用所内電気設備2C系（又は2D系）に給電することにより原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。MCC 2C系・2D系への給電完了後、直流125V充電器2A・2Bを起動し直流125V主母線盤2A・2Bを受電する。

#### b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階，地下1階，地下2階（非管理区域）

#### c. 必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備（2C系又は2D系）への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

##### 【中央制御室起動時】

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：87分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

##### 【現場起動時】

必要要員数：6名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：100分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。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，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

2. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(1) 非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（2C系及び2D系）への給電の際、負荷の抑制を行い、電源接続後はP/C 2C・2D及びMCC 2C系・2D系の受電操作を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階，2階，地下1階，地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数（10名）及び所要時間（210分）のうち、可搬型代替低圧電源車起動前準備及び非常用所内電気設備（2C系及び2D系）受電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：115分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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 : 設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段 : 衛星電話設備(固定型, 携帯型), 無線連絡設備(固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末), 送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

(2) 電源ケーブル布設及び可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（2 C系及び2 D系）への給電の際、可搬型代替低圧電源車より可搬型代替低圧電源車接続盤に電源ケーブルを布設・接続後、可搬型代替低圧電源車を起動し、非常用所内電気設備（2 C系及び2 D系）への給電を実施する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数（10名）及び所要時間（210分）のうち、電源ケーブル布設・接続、可搬型代替低圧電源車起動及び非常用所内電気設備（2 C系及び2 D系）への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：170分（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 衛星電話設備(固定型, 携帯型), 無線連絡設備(固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備により, 災害対策本部との連絡が可能である。

## 3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C 2C・2Dへの給電

## a. 操作概要

外部電源及びD/G 2C・2D，常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電ができない場合に，HPCSD/G及び所内電気設備による給電にて非常用所内電気設備（C系又はD系）に給電し，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。MCC 2C系・2D系への給電完了後，直流125V充電器2A・2B又は直流125V予備充電器を起動し直流125V主母線盤2A・2Bを受電する。

## b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 地下1階，地下2階（非管理区域）

## c. 必要要員数及び操作時間

HPCSD/Gによる非常用所内電気設備（2C系又は2D系）への電力融通に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：90分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

## d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はLEDライトを携行している。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，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能であ

る。

操作性 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 携行型有線通話装置, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備より, 中央制御室との連絡が可能である。



4. D/G海水系への代替海水送水によるD/G 2C・2D及びHPCS

D/Gの電源供給機能の復旧

a. 操作概要

D/G海水系の機能喪失により非常用所内電気設備への給電ができない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによりD/G海水系に海水を送水し、D/G 2C、2D及びHPCS D/Gの電源供給機能を復旧し、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋附属棟 1階，地下1階，地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

D/G海水系への代替海水送水に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：10名（中央制御室運転員2名，重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：180分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

5. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(1) 不要直流負荷の切り離し

a. 操作概要

全交流動力電源が喪失し、125V A系・B系蓄電池からの給電開始から8時間経過した時点で、直流125V主母線盤2A・2Bの不要直流負荷の切り離しを行う。

なお、全交流動力喪失後、125V A系・B系蓄電池により直流125V主母線盤2A・2Bへ給電されるため、操作は不要である。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bの受電に必要な要員数（4名）及び所要時間（3時間15分）のうち、不要直流負荷の切り離しに必要な要員数及び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：1時間

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。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、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 携行型有線通話装置, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, P H S 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備より, 中央制御室との連絡が可能である。

(2) 直流125V主母線盤 2 A・2 B 受電

a. 操作概要

125V A系・B系蓄電池による給電開始から24時間以内に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によるP/C 2C・2Dへの給電完了後、直流125V充電器A・B受電の際に、現場にてMCC 2C-6及びMCC 2D-6の受電操作を行い、蓄電池室排気ファンA（又はB）の起動及び運転状態確認後、直流125V充電器2A・2Bを受電する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bの受電に必要な要員数（4名）及び所要時間（3時間15分）のうち、直流125V主母線盤2A・2Bに必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：1時間

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。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，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

操作性：通常運転時に行うMCCB操作及び空調機起動操作と同じで

あり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

(3) 中央制御室監視計器復旧（A系及びB系）

a. 操作概要

中央制御室監視計器復旧の際に、現場にてMCC 2C-4及びMCC 2D-4の受電操作を行い、中央制御室監視計器電源（計装用電源）を復旧する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bの受電に必要な要員数（4名）及び所要時間（3時間15分）のうち、中央制御室監視計器復旧（A系及びB系）に必要な要員数及び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

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。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、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

操作性：通常運転時に行うMCCB操作と同じであり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話

機， P H S 端末)， 送受話器のうち， 使用可能な設備より，  
中央制御室との連絡が可能である。



6. 可搬型直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源，D/G及び非常用所内電気設備の機能喪失により，直流125V充電器A，Bの交流入力電源が喪失し，125V A系・B系蓄電池が枯渇する恐れがある場合に，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器及び可搬型代替直流電源設備電源切替盤を介し，直流125V主母線盤2A・2Bへの給電を行う。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋附属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤2A・2Bへの給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：190分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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 : 設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段 : 携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

## 7. 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

## a. 操作概要

外部電源，D/G及び常設直流電源設備の機能が喪失し，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電が可能な場合に，制御電源が喪失しているM/C 2C・2D及びP/C 2C・2Dの遮断器を手動にて投入後，受電操作を実施し，MCC 2C-6・2D-6及び直流125V充電器A・Bにより直流125V主母線盤2A・2Bを受電することで，M/C 2C・2D及びP/C 2C・2Dの遮断器用制御電源を確保する。

## b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階，2階，地下1階，地下2階（非管理区域）

## c. 必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備による遮断器用制御電源の復旧に必要な要員数（10名）及び所要時間（265分）のうち，現場での遮断器の手動開放・投入操作に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：60分

## d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はLEDライトを携行している。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，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性：直流125V蓄電池2A・2Bの遮断器の手動開放は、通常の遮断器操作であり、操作性に支障はない。

M/C 2C・2D及びP/C 2C・2Dの遮断器の手動投入は、専用ハンドルによる簡易な操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

8. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源が喪失した場合に、常設代替高圧電源装置により代替所内電気設備へ給電する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：73分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はLEDライトを携行している。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，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，

中央制御室との連絡が可能である。

9. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源及び常設代替交流電源設備の機能が喪失した場合に、可搬型代替低圧電源車により代替所内電気設備へ給電する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋附属棟 2階，地下1階，地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：10名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：190分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 衛星電話設備(固定型, 携帯型), 無線連絡設備(固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備により, 災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



10. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源，D/G，所内常設直流電源設備及び非常用所内電気設備の機能が喪失し，直流125V主母線盤2A・2Bへの給電ができない場合に，代替交流電源設備により緊急用直流125V充電器の交流入力電源が復旧されるまで，所内常設直流電源設備の安全機能と共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう物理的に分離を図った緊急用直流125V系蓄電池により，緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

緊急用直流125V充電器の交流入力電源喪失後，緊急用直流125V蓄電池により緊急用直流125V主母線盤へ自動で給電されることを確認する。

また，プラントの状況により緊急用直流125V主母線盤から代替所内電気設備を介して直流125V主母線盤2A・2Bへ給電することができる。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階，2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：2時間（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はLEDライトを携帯している。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，綿手袋，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

11. 可搬型直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源及びD/Gの機能喪失により、緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失し、緊急用125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合に、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器及び可搬型代替直流電源設備電源切替盤により、緊急用直流125V主母線盤への給電を行う。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋附属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（現場運転員2名、重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：190分（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。

また、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、綿手袋、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、ヘッドライト及びLED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 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 衛星電話設備(固定型, 携帯型), 無線連絡設備(固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備により, 災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

12. 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給

a. 操作概要

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへ軽油を補給（積載）する。

b. 作業場所

屋外（可搬型設備用軽油タンク近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給（初回）に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：90分（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携

帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。

13. タンクローリから各機器への給油

a. 操作概要

タンクローリへ補給（積載）した軽油を可搬型重大事故対策設備へ給油する。

b. 作業場所

屋外（可搬型重大事故対策設備近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

タンクローリから各機器への給油に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：約24分（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



#### 14. 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

##### a. 操作概要

外部電源及びD/Gの機能喪失時に、原子炉、原子炉格納容器及び使用済燃料貯蔵プールの冷却を実施するために使用する常設代替高圧電源装置に対して、軽油貯蔵タンクから燃料補給設備により自動で燃料の給油を行う。

##### b. 作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置近傍）

##### c. 必要要員数及び操作時間

燃料補給設備により常設代替高圧電源装置へ自動給油されていることの確認に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：15分（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

##### d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，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，綿手袋，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，ヘッドライト及びLED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 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 衛星電話設備(固定型, 携帯型), 無線連絡設備(固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備により, 災害対策本部との連絡が可能である。

不要直流負荷 切離しリスト

直流125V 2A系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間
原子炉建屋附属棟3階 中央制御室	—	平均出力領域計装 (APRM) c h. A	1h
原子炉附属棟1階 直流125V主母線盤 2A	3C	直流125V分電盤 2A-2	8h
	5A-1	M/C 2A-1 制御電源	
	5A-2	M/C 2A-2 制御電源	
	5B-1	P/C 2A-1 制御電源	
	5B-2	P/C 2A-2 制御電源	
	5C-1	P/C 2A-3 制御電源	
	5C-2	中央制御室外原子炉停止装置盤 (C61-P001)	
	6B-2	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットA	
原子炉附属棟1階 直流125V分電盤 2A-1	3	安全保護系論理回路CH. A (H13-P609)	8h
	4	オフガス系制御盤(CP-31)	
	5	炉心スプレイ系制御盤CH. A (H13-P629)	
	6	復水器出口水室制御盤(LCP-028)	
	8	安全保護系MGセットA制御盤	
	10	サービス建屋非常用照明	
	13	TD-RFP A EHC 制御盤 (CP-34)	
	14	屋外電気設備故障表示 (CP-41)	
	17	残留熱除去系 (SPARE) 制御盤 (H13-P601)	
	21	原子炉建屋ガス再循環系A系 (CP-6A)	
	22	LOSS OF POWER SEQUENCE A系 (CP-9)	

直流125V 2 B系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間
原子炉建屋附属棟3階 中央制御室	—	平均出力領域 (A P R M) c h. B	1h
原子炉附属棟1階 直流125V主母線盤 2 B	3C	直流125V分電盤 2 B - 2	8h
	4A-1	M / C 2 B - 1 制御電源	
	4A-2	M / C 2 B - 2 制御電源	
	4B-1	P / C 2 B - 1 制御電源	
	4B-2	P / C 2 B - 2 制御電源	
	4C-1	P / C 2 B - 3 制御電源	
	4C-2	P / C 2 B - 5 制御電源	
	5A-2	M / C 2 E 制御電源	
	5B-2	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットB	
	5C-1	D / G 2 D 初期励磁電源	
	6B-1	電気室地下1階遮断器試験用電源箱	
原子炉附属棟1階 直流125V分電盤 2 B - 1	1	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットB (B35-P001B)	8h
	2	T I P S H E A R (H13-P607)	
	3	安全保護系論理回路C H. B (H13-P611)	
	4	120/240V計装用交流配電盤	
	7	サービス建屋直流フィーダー	
	8	原子炉建屋ガス再循環系B系 (CP-6B)	
	10	復水器電気防食装置盤	
	14	主発電機ロックアウト継電器G 2 (CP-10B)	
	15	廃棄物処理設備監視盤 (NR91-P052)	
	17	残留熱除去系 (S P A R E) 制御盤 (H13-P601)	
	19	T D - R F P 封水制御故障表示	
	20	安全保護系制御盤 (CP-9)	
	21	ドライウェル空調故障表示 (LCP-132)	
22	LOSS OF POWER SEQUENCE B系 (CP-9)		

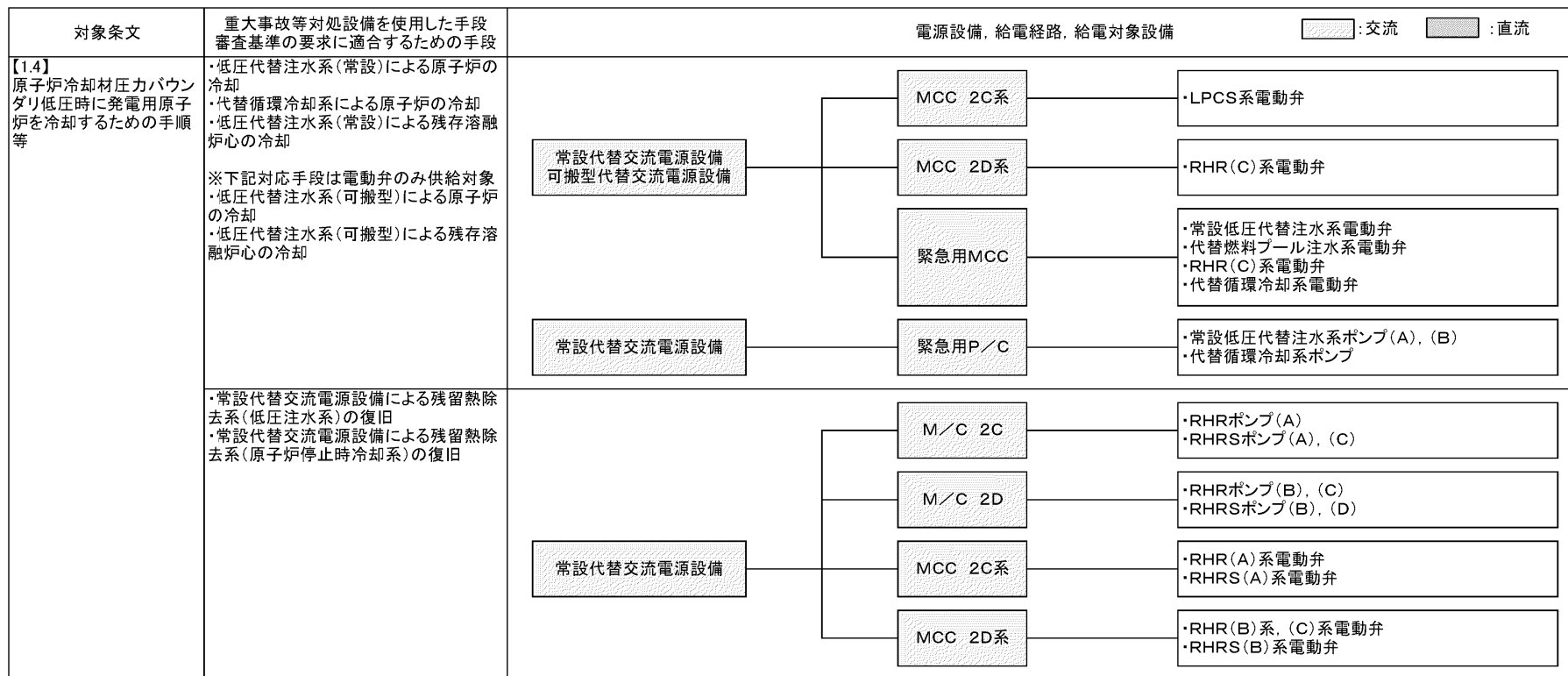
審査基準における要求事項の給電対象設備(1/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 <div style="display: inline-block; width: 15px; height: 10px; border: 1px solid black; background-color: #e0e0e0; margin-right: 5px;"></div> :交流 <div style="display: inline-block; width: 15px; height: 10px; border: 1px solid black; background-color: #808080; margin-left: 10px; margin-right: 5px;"></div> :直流
【1.1】 緊急停止失敗時に発電用 原子炉を未臨界にするた めの手順等	-	-
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ高圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	・代替直流電源設備による原子炉隔離時 冷却系の復旧 ・代替交流電源設備による原子炉隔離時 冷却系の復旧	
・ほう酸注入系による進展抑制		
・制御棒駆動系による進展抑制		
【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	・代替直流電源設備による復旧 ・代替交流電源設備による復旧	

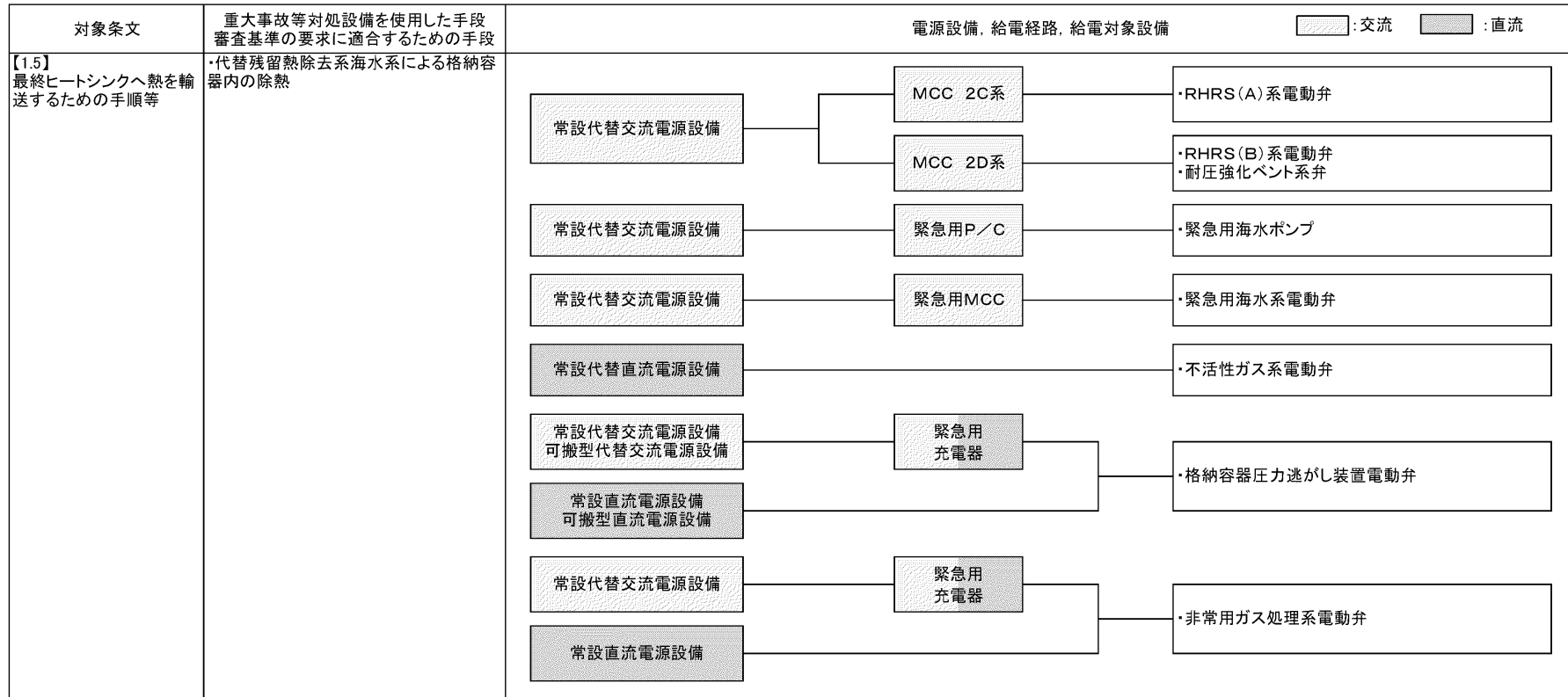
1.14-164

添付資料1.14.4

審査基準における要求事項の給電対象設備 (2/10)



審査基準における要求事項の給電対象設備(3/10)



審査基準における要求事項の給電対象設備(4/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 □ : 交流 □ : 直流
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等 のための手順等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却</li> <li>・代替循環冷却系による格納容器除熱</li> </ul> ※下記対応手段は電動弁のみ供給対象 <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器内の冷却</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の復旧</li> <li>・常設代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)の復旧</li> </ul>	
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱</li> </ul>	



審査基準における要求事項の給電対象設備 (5/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 □ : 交流 □ : 直流
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための手順等	・代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	
【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	・格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水 ・低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水  ※下記対応は電動弁のみ供給対象 ・格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水 ・低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	

審査基準における要求事項の給電対象設備(6/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 <span style="float: right;">□ : 交流    □ : 直流</span>		
【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	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置による水素ガス・酸素ガスの排出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</li> <li>常設直流電源設備 可搬型直流電源設備</li> <li>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</li> <li>常設直流電源設備 可搬型直流電源設備</li> <li>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用充電器</li> <li>MCC 2C系</li> <li>MCC 2D系</li> <li>充電器A</li> <li>緊急用MCC</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置電動弁</li> <li>AC系電動弁</li> <li>AC系電動弁</li> <li>AC系空気作動弁</li> <li>フィルタ装置入口水素濃度</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度監視</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用MCC</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素濃度(SA)</li> <li>格納容器酸素濃度(SA)</li> </ul>
【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	<ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</li> <li>原子炉建屋内の水素濃度監視</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</li> <li>常設直流電源設備 可搬型直流電源設備</li> <li>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用充電器</li> <li>緊急用MCC</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</li> <li>原子炉建屋水素濃度</li> </ul>
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手動等	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール代替注水</li> <li>燃料プールの監視</li> <li>使用済燃料プールの監視</li> <li>燃料プール除熱</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</li> <li>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用P/C</li> <li>緊急用MCC</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>代替燃料プール冷却系ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水系電動弁</li> </ul>

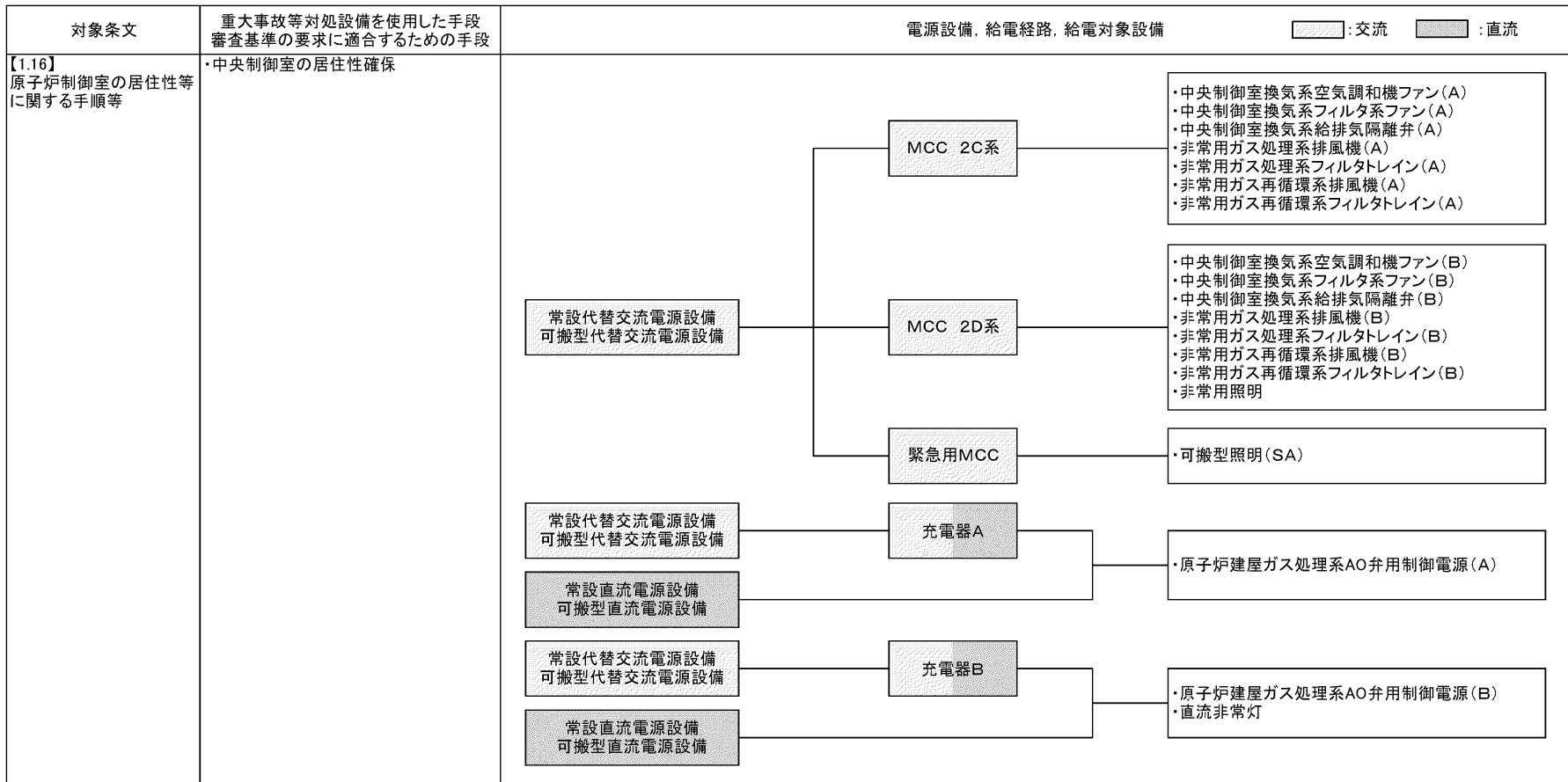
審査基準における要求事項の給電対象設備(7/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 □ : 交流 □ : 直流
【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 となる水の供給手順等	・海水を利用した防火水槽への補給	
【1.15】 事故時の計装に関する手 順等	・重要監視パラメータへの給電	

審査基準における要求事項の給電対象設備(8/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備 <span style="display: inline-block; width: 15px; height: 10px; background-color: #cccccc; border: 1px solid black;"></span> 直流 <span style="display: inline-block; width: 15px; height: 10px; background-color: #e0e0e0; border: 1px solid black;"></span> : 交流									
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	・重要監視パラメータへの給電	※1 (緊急用直流電源) ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力(SA) ・原子炉水位(SA広帯域/燃料域) ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量 ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・ドライウェル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ(高/低レンジ) ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・代替淡水貯蔵槽水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・使用済燃料貯蔵プール温度(SA) ・使用済燃料プール水位・温度(SA広域) ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高/低レンジ) ・原子炉建屋水素濃度 ・使用済燃料プール監視カメラ ・安全パラメータ表示システム ・緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) ・緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	※2 (区分Ⅰ直流電源) ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・格納容器雰囲気放射線レベルA(D/W) ・格納容器雰囲気放射線レベルA(S/C) ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・主蒸気逃がし安全弁A	※2 (区分Ⅰ直流電源) ・原子炉圧力A, C(ATWS) ・原子炉水位A, C(ATWS) ・津波監視カメラ ・構内監視カメラ ・潮位計 ・取水ビット水位計 ・起動領域計装chA	※5 (区分Ⅰ交流電源) ・平均出力領域計装chA	※3 (区分Ⅱ直流電源) ・格納容器雰囲気放射線レベルB(D/W) ・格納容器雰囲気放射線レベルB(S/C) ・安全パラメータ表示システム入出力制御盤	※3 (区分Ⅱ直流電源) ・主蒸気逃がし安全弁B ・原子炉圧力B, D(ATWS) ・原子炉水位B, D(ATWS) ・起動領域計装chB	※6 (区分Ⅱ交流電源) ・平均出力領域計装chB	※5 (区分Ⅰ交流電源) ・残留熱除去系熱交換器入口/出口温度 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	※6 (区分Ⅱ交流電源) ・残留熱除去系熱交換器入口/出口温度 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※7 (区分Ⅲ交流電源) ・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		※4 (緊急用交流電源) ・格納容器内水素濃度(SA) ・フィルタ装置入口水素濃度 ・フィルタ装置スクラビング水pH ・原子炉建屋水素濃度 ・格納容器内酸素濃度(SA) ・使用済燃料プール監視カメラ空冷装置									

審査基準における要求事項の給電対象設備(9/10)



審査基準における要求事項の給電対象設備(10/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 □ : 交流 □ : 直流
【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	※緊急時対策所ガスタービン発電機による給電に関しては【1.18】にて整理	-
【1.19】 通信連絡に関する手順等	・発電所内の通信連絡 ・発電所外の通信連絡  ※緊急時対策所ガスタービン発電機による給電に関しては【1.18】にて整理 ※今後の検討結果により変更となる可能性がある	

解釈一覧

判断基準の解釈一覧(1/2)

	手順	判断基準記載内容	解釈
<p>1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順</p>	<p>(1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電</p>	<p>a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電</p>	<p>275kV母線電圧計：0V 154kV母線電圧計：0V M/C 2C母線電圧計 EI-45：0V M/C 2D母線電圧計 EI-48：0V</p>
	<p>(2) HPCS D/G (常用M/C 2E経由) によるM/C 2C・2Dへの給電</p>	<p>b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電</p>	<p>常設代替交流電源設備又は緊急用M/Cの故障</p>
	<p>(3) D/G海水系への代替送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧</p>	<p>HPCSポンプの停止が可能</p>	<p>HPCSポンプ (電動機定格出力：2,280kW) 運転中はM/C 2C・2Dへの給電不可</p>
<p>1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順</p>	<p>(1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電</p>	<p>D/G海水系のポンプ等の故障</p>	<p>D/G海水系ポンプ用電動機、配管、ケーブル等の故障を含む</p>
	<p>a. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電</p>	<p>外部電源喪失時にD/Gの故障によりP/C 2C・2Dの母線電圧が喪失</p>	<p>P/C 2C母線電圧計 EI-47：0V P/C 2D母線電圧計 EI-50：0V</p>

判断基準の解釈一覧(2/2)

手順	判断基準記載内容	解釈
1.14.2.2 交流電源及び 直流電源喪失 時の対応手順	(1) 代替直流電源設備による非常 用所内電気設備への給電	125V A系・B系蓄電池が枯渇する 恐れがある
	(2) 常設直流電源喪失時の遮断器 用制御電源の復旧	直流 125V 充電器 A・B の交流入力 電源が喪失
1.14.2.3 非常用所内電 気設備機能喪 失時の対応手 順	(1) 代替交流電源設備による代替 所内電気設備への給電	非常用所内電気設備の電源供給機 能喪失
	(2) 代替直流電源設備による代替 所内電気設備への給電	緊急用直流 125V 充電器の交流入力 電源が喪失
1.14.2.4 燃料の補給手 順	(1) 代替直流電源設備による非常 用所内電気設備への給電	P/C 2C 母線電圧計 E1-47: 0V P/C 2D 母線電圧計 E1-50: 0V 中央制御室制御盤 CP-1「125V DC BATT CHARGER 2A, 2B OR ST-BY TROUBLE」警報発報 直流 125V 充電器 A・B「AC FAILURE」警報発報
	(2) 燃料補給設備による常設代 替高压電源装置への給電	M/C 2C・2D の故障 *緊急用 P/C 母線電圧計: 0V *中央制御室制御盤 CP-1「SA 125V BATT CHARGER TROUBLE」警報 *緊急用直流 125V 充電器「AC FAILURE」警報
	(3) 可搬型代替直流電源設備による代 替所内電気設備への給電	緊急用直流 125V 蓄電池が枯渇する恐れ から徐々に低下している状態
		*燃料サービスタンク液位約 87%

\*今後の検討結果により変更となる可能性がある



操作手順の解釈一覧

	手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2 交流電源及び直 流電源喪失時の 対応手順	(1) 代替直流電源設備による非 常用所内電気設備への給電	a. 所内常設直流電源設備による非常用所内 電気設備への給電	直流 125V 充電器 A・B の蓄電池電圧指示値 (規定電圧 105V~130V)  直流±24V 充電器 A・B の蓄電池電圧指示値 (規定電圧 22V~30V)  中央制御室監視計器に異常が無いことを状 態表示にて確認	直流 125V 充電器 A・B 付属の電圧 計  直流±24V 充電器 A・B 付属の電圧 計  表示灯、警報表示の点灯状況
1.14.2.3 非常用所内電気 設備機能喪失時 の対応手順	(2) 代替直流電源設備による代 替所内電気設備への給電	a. 常設代替直流電源設備による代替所内電 気設備への給電	緊急用直流 125V 充電器の蓄電池電圧指示 値 (規定電圧 105V~130V)	*緊急用直流 125V 充電器付属の電 圧計

\*今後の検討結果により変更となる可能性がある

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
<p>1.14.2.2 交流電源及び直 流電源喪失時の 対応手順</p>	<p>(1) 代替直流電源設備によ る非常用所内電気設備 への給電</p>	<p>a. 所内常設直流電源設備によ る非常用所内電気設備への 給電</p>	<p>125V A系・B系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2A・2 Bへの自動給電開始から 1 時間以内に中央制御室において 簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流負荷 を切り離し、8 時間以降中央制御室外において不要な負荷を 切り離すまで</p>

## 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. 重大事故等発生時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段および設備
  - b. 重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材
  - c. 手順等

#### 1.16.2 重大事故等発生時の手順

##### 1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

- (1) 中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等
  - a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順等
  - b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順
- (2) 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
- (3) 中央制御室の照明を確保する手順
- (4) 中央制御室待避室の照明を確保する手順
- (5) データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視手順
- (6) 中央制御室待避室の準備手順
- (7) 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
- (8) 衛星電話設備（固定型）（待避室）による通信連絡手順
- (9) その他の放射線防護措置等に関する手順等

##### 1.16.2.2 重大事故等発生時の対応手段の選択

##### 1.16.2.3 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

1.16.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.16.1 対応手段として選定した設備の電源構成図

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 中央制御室換気系閉回路循環運転時及び中央制御室待避室  
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 1.16.4 可搬型照明（SA）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 1.16.5 チェンジングエリアについて

添付資料 1.16.6 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 1.16.7 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 1.16.8 交替要員の放射線防護と移動経路について

添付資料 1.16.9 1.16 操作手順の解釈一覧

## 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、運転員等が原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）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整備する。

## 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、運転員等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，重大事故等対処施設の他に資機材<sup>※1</sup>を用いた対応手段を選定する。

※1 資機材：防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材（テントハウス等）をいう。

また，選定した重大事故等対処設備及び資機材により，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，資機材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，重大事故等対処施設及び資機材を以下に示す。

なお，重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材と整備する手順についての関係を第 1. 16-1 表に示す。

a. 重大事故等発生時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段および設備

#### (a) 中央制御室の居住性の確保

重大事故等発生時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため，中央制御室の居住性を確保する手段があ

る。また、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の電源を確保する手段がある。

i) 中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の  
運転

中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の  
運転に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室換気系 空気調和機ファン
- ・ 中央制御室換気系 フィルタ系ファン
- ・ 中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ
- ・ 中央制御室換気系 チャコールフィルタ
- ・ 中央制御室換気系 給排気隔離弁
- ・ 非常用ガス処理系 排風機
- ・ 非常用ガス処理系 フィルタトレイン
- ・ 非常用ガス再循環系 排風機
- ・ 非常用ガス再循環系 フィルタトレイン
- ・ 原子炉建屋ガス処理系 配管・弁
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

ii) 中央制御室及び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

中央制御室及び中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測  
定と濃度管理に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室

- ・中央制御室遮蔽
- ・中央制御室待避室
- ・中央制御室待避室遮蔽
- ・酸素濃度計※2
- ・二酸化炭素濃度計※2

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

### iii) 中央制御室及び中央制御室待避室の照明の確保

中央制御室及び中央制御室待避室の照明を確保する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・中央制御室遮蔽
- ・中央制御室待避室
- ・中央制御室待避室遮蔽
- ・可搬型照明（S A）
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

### iv) データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視

データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視に用いる設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・中央制御室遮蔽
- ・中央制御室待避室
- ・中央制御室待避室遮蔽
- ・データ表示装置（待避室）
- ・常設代替交流電源設備



- ・燃料補給設備

#### v) 中央制御室待避室の準備

中央制御室待避室の準備に用いる設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・中央制御室遮蔽
- ・中央制御室待避室
- ・中央制御室待避室遮蔽
- ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット（空気ポンベ）
- ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット（配管・弁）
- ・差圧計<sup>※2</sup>

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

#### vi) 衛星電話設備（固定型）（待避室）による通信連絡

衛星電話設備（固定型）（待避室）による通信連絡に用いる設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・中央制御室遮蔽
- ・衛星電話設備（固定型）（待避室）
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

#### vii) 放射線防護措置等

放射線防護措置等に用いる設備及び資機材は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・中央制御室遮蔽
- ・防護具（全面マスク）

#### (b) 汚染の持ち込み防止

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及び資機材は以下のとおり。

- ・可搬型照明（S A）
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備
- ・防護具及びチェンジングエリア用資機材

b. 重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材

「(a) 中央制御室の居住性の確保」使用する設備のうち中央制御室遮蔽，中央制御室換気系 空気調和機ファン，中央制御室換気系 フィルタ系ファン，中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ，中央制御室換気系 チャコールフィルタ，中央制御室換気系 給排気隔離弁，非常用ガス処理系 排風機，非常用ガス処理系 フィルタトレイン，非常用ガス再循環系 排風機，非常用ガス再循環系 フィルタトレイン，原子炉建屋ガス処理系 配管・弁，可搬型照明（S A），衛星電話設備（固定型）（待避室），データ表示装置（待避室），中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室 空気ポンベユニット（空気ポンベ），中央制御室待避室 空気ポンベユニット（配管・弁），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備と位置づける。

「(b) 汚染の持ち込み防止」のために使用する設備のうち，可搬型照明（S A），常設代替交流電源設備，燃料補給設備は重大事故等対処設備と位置づける。

中央制御室及び中央制御室待避室は重大事故等対処施設と位置づける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備がすべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備及び重大事故等対処施設により中央制御室の居住性を確保し、汚染の持ち込みを防止することができる、

防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1 a) 項を満足するための資機材（放射線防護措置）として位置付ける。

#### c. 手順等

上記の a. 及び b. 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（第 1.16-2 表、第 1.16-3 表）。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅲ（SOP）」、「非常時運転手順書（事象ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。

### 1.16.2 重大事故等発生時の手順

#### 1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

##### (1) 中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等

環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系による閉回路循環運転、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転を行い、中央制御室の空気を清浄に保つ。

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受電し、系統構成実施後に中央制御室換気系による閉回路循環運転、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転を行う。

a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順等

重大事故等が発生し、交流動力電源が正常な場合において、中央制御室換気系は隔離信号により自動的に閉回路循環運転となるため、閉回路循環運転状態を確認するための手順を整備する。また、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系も隔離信号により自動起動するため、運転状態を確認するとともに、1系列運転とするための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気系の電源が、外部電源又は非常用ディーゼル発電機から供給可能な場合で、原子炉水位低（レベル 3）、ドライウェル圧力高、原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高及び原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高の何れかの隔離信号の発信を確認した場合

(b) 操作手順

中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の動作状況を確認する手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系概要図を第 1.16-2 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の動作状況の確認を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室にて中央制御室換気系 給排気隔離弁が閉していること、及び中央制御室換気系 空気調和機ファン

並びに中央制御室換気系 フィルタ系ファンが起動していることを確認する。

- ③ 運転員等は、中央制御室にて非常用ガス処理系 排風機及び非常用ガス再循環系 排風機が自動起動していることを確認する。
- ④ 運転員等は、中央制御室にてFRVS原子炉建屋通常排気系隔離ダンパが閉じていることを確認する。また、FRVS SGTTS系入口ダンパ、SGTTSトレイン入口ダンパ、SGTTSトレイン出口ダンパ、FRVSトレイン入口ダンパ、FRVSトレイン出口ダンパ及びFRVS循環ダンパが開いていることを確認する。
- ⑤ 発電長は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系 2 系列運転による環境へのガス放出量の増大を防ぎ、両フィルタ系に湿分を含んだ空気が入ること等を考慮し、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のA系またはB系のいずれか一方の停止を指示する。(原則B系を停止する。)
- ⑥ 運転員等は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のA系またはB系のいずれか一方を停止する。
- ⑦ 発電長は、隔離信号により原子炉建屋通常換気系が隔離されたことの確認を指示する。
- ⑧ 運転員等は、中央制御室にて隔離信号により原子炉建屋通常換気系が隔離されたことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等2名にて作業を実施し、原子炉建屋通常換気系が隔離されたことを確認するまでの所要時間を約15分

と想定する。

b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

全交流動力電源喪失時には、中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系が停止中であるため、代替交流電源設備によりMCC 2C系又はMCC 2D系が受電されたことを確認した後、中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を起動する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからMCC 2C又はMCC 2Dが受電完了した場合

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失により中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系が停止している場合に中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を再起動する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替交流電源設備によりP/C 2C及びP/C 2Dが受電していることを確認する。
- ② 運転員等は、中央制御室にて中央制御室換気系による閉回路循環運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し、中央制御室換気系 給排気隔離弁が閉していることを確認

する。なお、中央制御室換気系 給排気隔離弁が閉していないことを確認した場合、運転員等は中央制御室にて中央制御室換気系 給排気隔離弁を閉にする。

- ③ 発電長は、中央制御室換気系の起動を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室にて中央制御室換気系 空気調和機ファン及び中央制御室換気系 フィルタ系ファンを起動する。
- ⑤ 発電長は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を運転するための系統構成を指示する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室にて非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し、FRVS原子炉建屋通常排気系隔離ダンパが閉じていることを確認する。また、FRVS SGT S系入口ダンパ、SGT Sトレイン入口ダンパ、SGT Sトレイン出口ダンパ、FRVSトレイン入口ダンパ、FRVSトレイン出口ダンパ及びFRVS循環ダンパが開いていることを確認する。なお、FRVS原子炉建屋通常排気系隔離ダンパが閉していないことを確認した場合、または、FRVS SGT S系入口ダンパ、SGT Sトレイン入口ダンパ、SGT Sトレイン出口ダンパ、FRVSトレイン入口ダンパ、FRVSトレイン出口ダンパ及びFRVS循環ダンパが開していないことを確認した場合、運転員等は中央制御室にて隔離弁を閉する。
- ⑦ 発電長は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動を指示する。
- ⑧ 運転員等は、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機を起動する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等2名にて作業を実施し，中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動までの所要時間を約15分と想定する。

(2) 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確保の観点から，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. 手順着手の判断基準

中央制御室換気系にて閉回路循環運転を実施している場合

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 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等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 運転員等は，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 発電長は，中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を定期的に確認し，中央制御室の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は，災害対策本部と換気のタイミングを協議により決定し，二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに，外気取入れによる



換気を行い、室内の濃度管理を行う。

c. 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等 2 名にて作業を実施し、中央制御室換気系 給排気隔離弁の開操作まで行った場合でも約 10 分と想定する。

(添付資料 1.16.3)

(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、可搬型照明（S A）により照明を確保する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失において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照明（S A）の設置手順の概要は以下のとおり。

① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室の照明を確保するため、可搬型照明（S A）の点灯確認、可搬型照明（S A）の設置を指示する。

② 運転員等は、可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池による点灯を確認し、可搬型照明（S A）を設置し、中央制御室の照明を確保する。  
なお、常設代替交流電源設備による給電再開後は、常設代替交流

電源より可搬型照明（S A）へ給電するため、可搬型照明（S A）を緊急用コンセントに接続しておく。

c. 操作の成立性

上記の可搬型照明（S A）の設置・点灯操作は運転員等 1 名で実施し、所要時間を約 7 分と想定する。

運転員等は、中央制御室の照明が全て消灯した場合においても、配備されている乾電池内蔵型照明を用い、可搬型照明（S A）の設置・点灯操作が可能である。

(添付資料 1.16.4)

(4) 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照明（S A）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

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）の $\gamma$ 線線量率が設計基準事故の追加放出量相当の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

b. 操作手順

中央制御室待避室に可搬型照明（S A）を設置する手順の概要は以下

のとおり。

① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室待避室の照明を確保するため、可搬型照明（S A）の点灯確認、可搬型照明（S A）の設置を指示する。

② 運転員等は、可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池による点灯を確認し、可搬型照明（S A）を設置し、中央制御室の照明を確保する。なお、常設代替交流電源設備による給電再開後は、常設代替交流電源より可搬型照明（S A）へ給電するため、可搬型照明（S A）を緊急用コンセントに接続しておく。

#### c. 操作の成立性

上記、中央制御室待避室への可搬型照明（S A）の設置は運転員等 1 名で実施し、所要時間を約 5 分と想定する。

運転員等は、中央制御室待避室の照明が全て消灯した場合においても、配備されている乾電池内蔵型照明を用い、可搬型照明（S A）の設置・点灯操作が可能である。

#### (5) データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視手順

運転員等が中央制御室待避室に待避後も、データ表示装置（待避室）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

以下のいずれかの状況に至った場合。

① 炉心損傷を判断した場合※ 1 において、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位 + 6.5m に到達した場合。

②炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合。

③炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合。

④炉心損傷を判断した場合※1において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

#### b. 操作手順

中央制御室待避室にて、データ表示装置（待避室）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（待避室）に関するデータ伝送の概要を第1.16-3図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にデータ表示装置（待避室）の起動、パラメータ監視を指示する。
- ② 運転員等は、データ表示装置（待避室）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、データ表示装置（待避室）の起動操作は運転員等1名で実施し、所要時間を約10分と想定する。

#### (6) 中央制御室待避室の準備手順

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室 空気ポンベユニットにより加圧し、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

以下のいずれかの状況に至った場合。

①炉心損傷を判断した場合※1において、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合。

②炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合。

③炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合。

④炉心損傷を判断した場合※1において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

b. 操作手順

中央制御室待避室の中央制御室待避室 空気ポンベユニットによる加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成図を第1.16-4図に、中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室 空気ポンベユニットの概要図を第1.16-5図に示す。

① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室

待避室の加圧を指示する。

- ② 運転員等は、中央制御室待避室 空気ポンベユニットの空気ポンベ集合弁及び空気供給差圧調整弁前後弁を開操作した後に、中央制御室待避室内の空気供給差圧調整弁の調整開操作を実施し、中央制御室待避室の加圧を開始する。
- ③ 発電長は、運転員等に中央制御室待避室の差圧計を確認し、中央制御室待避室の圧力を中央制御室に対し陽圧に維持するよう指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室待避室 空気ポンベユニットの空気供給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に対し陽圧に維持する。

#### c. 操作の成立性

中央制御室待避室の加圧操作は運転員等 1 名で行い、加圧完了までの所要時間を約 10 分と想定する。また、手順着手の判断基準が炉心損傷の確認となっていることから、当該操作は運転員等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、「大 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」を含む雰囲気圧力・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しない場合）の作業と所要時間のタイムチャート（第 1.16-4 図、第 1.16-5 図）で作業項目の成立性を確認した。

- (7) 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

運転員等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 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等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 運転員等は、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 運転員等は、中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を定期的に確認し、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は、二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに、中央制御室待避室圧力を中央制御室に対して陽圧に維持しながら、中央制御室待避室 空気ボンベユニットの空気供給差圧調整弁を操作し、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整し、濃度管理を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定・管理は、運転員等 1 名で行い、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整

まで約 10 分と想定する。

(添付資料 1.16.3)

(8) 衛星電話設備（固定型）（待避室）による通信連絡手順

運転員等が中央制御室待避室に待避後も、衛星電話設備（固定型）（待避室）に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できるよう手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

運転員等が中央制御室待避室へ待避した場合において、衛星電話設備（固定型）（待避室）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

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。

c. 操作の成立性

衛星電話設備（固定型）（待避室）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、必要な個数以上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。

(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等を行う際に全面マスクを着用する手順



運転員等は、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、現場作業等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、その後現場作業等を行う場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）のγ線線量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

炉心損傷判断後に現場作業等を行う際に全面マスクを着用する手順は以下のとおり。

- ① 発電長は、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等において、運転員等に全面マスク着用を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室内にて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、内蔵蓄電池または代替交流電源設備より受電可能な可搬型照明（SA）を設置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

東海第二発電所では、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. 重大事故等発生時時の運転員等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兆候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、発電長は災害対策本部と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。交代要員体制は、交代要員として通常勤務帯の運転員等を当直交代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、運転員等について運転員等交代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等の被ばく低減を図る。

(添付資料 1.16.5, 添付資料 1.16.6, 添付資料 1.16.7)

#### 1.16.2.2 重大事故等発生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フローチャートを第 1.16-6 図に示す。重大事故等発生時の中央制御室の照明は、重大事故等対処設備である可搬型照明（S A）を設置して使用する。全交流動力電源喪失時には、内蔵蓄電池からの給電により可搬型照明（S A）を使用し、代替交流電源設備からの給電開始後は、代替交流電源設備からの給電に切り替え、引き続き照明を確保する。

### 1.16.2.3 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、可搬型照明（SA）を設置する。

#### a. 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<sup>※2</sup>が発生した場合

※2 「原子力災害対策特別措置法施行令第4条第4号のすべての項目」  
及び「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第7条第1号表イのすべての項目」

#### 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。タイムチャートを第1.16-7図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理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 放射線管理班は、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、可搬型照明（SA）を設置し、照明を確保する。
- ③ 放射線管理班は、チェンジングエリア用資機材を移動・設置し、テントハウスを展開し、養生シート及びテープを用い、テントハウス間及び床・壁等を隙間なく養生する。

- ④ 放射線管理班は、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 放射線管理班は、簡易シャワー等を設置する。
- ⑥ 放射線管理班は、脱衣収納袋、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、放射線管理班2名で行い、作業開始から約170分で対応可能である。

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ることで、放射線管理班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ことが可能である。なお、汚染検査方法に関してはチェンジングエリア内に案内を掲示する。

除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染は、クリーンウエス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することで廃棄物管理が可能である。

全交流動力電源喪失時においても、可搬型照明（SA）を設置することでチェンジングエリアの設置及び運用のための照度の確保が可能である。

(添付資料 1.16.5)

#### 1.16.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

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。

第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

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 中央制御室待避室遮蔽	—
		中央制御室換気系 空気調和機ファン 中央制御室換気系 フィルタ系ファン 中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ 中央制御室換気系 チャコールフィルタ 中央制御室換気系 給排気隔離弁 非常用ガス処理系 排風機 非常用ガス処理系 フィルタトレイン 非常用ガス再循環系 排風機 非常用ガス再循環系 フィルタトレイン 原子炉建屋ガス処理系 配管・弁	非常時運転手順書Ⅲ (SOP)
		中央制御室待避室 空気ポンプユニット (空気ポンプ) 中央制御室待避室 空気ポンプユニット (配管・弁) 差圧計※1 可搬型照明 (SA) 衛星電話設備 (固定型) (待避室) データ表示装置 (待避室) 酸素濃度計※1 二酸化炭素濃度計※1	非常時運転手順書Ⅲ (SOP)
		常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	非常時運転手順書 (事象ベース) 「全交流動力電源喪失」 重大事故等対策要領
		中央制御室 中央制御室待避室	重大事故等 対処施設 —
—	汚染の持ち込み防止	可搬型照明 (SA) 常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備 重大事故等対策要領
		防護具及びチェンジングエリア用資機材※3	資機材 重大事故等対策要領

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

※2 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3 防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1a) 項を満足するための資機材 (放射線防護措置)

第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器 (1/2)

手順書		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転(交流動力電源が正常な場合)」	判断基準	信号	原子炉水位低 ドライウェル圧力 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ
		電源 (確保)	M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 P/C 2C 電圧 P/C 2D 電圧
	操作	非常用ガス処理系運転状態	非常用ガス処理系流量
		非常用ガス再循環系運転状態	非常用ガス再循環系流量
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転(全交流動力電源が喪失した場合)」	判断基準	電源 (確保)	M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 P/C 2C 電圧 P/C 2D 電圧
		操作	非常用ガス処理系運転状態 非常用ガス再循環系運転状態
	判断基準	電源 (喪失)	M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 P/C 2C 電圧 P/C 2D 電圧
		操作	可搬型照明 (SA) の設置
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室待避室照明確保」	判断基準	格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度
	操作	可搬型照明 (SA) の設置	—
		判断基準	格納容器内の放射線線量率 原子炉圧力容器温度
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室待避室居住性確保」	判断基準	格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度
	操作	中央制御室待避室の加圧	差圧計
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室待避室環境監視」	判断基準	中央制御室内の環境監視	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
	操作	空気ポンプユニットの流量調整	差圧計 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計

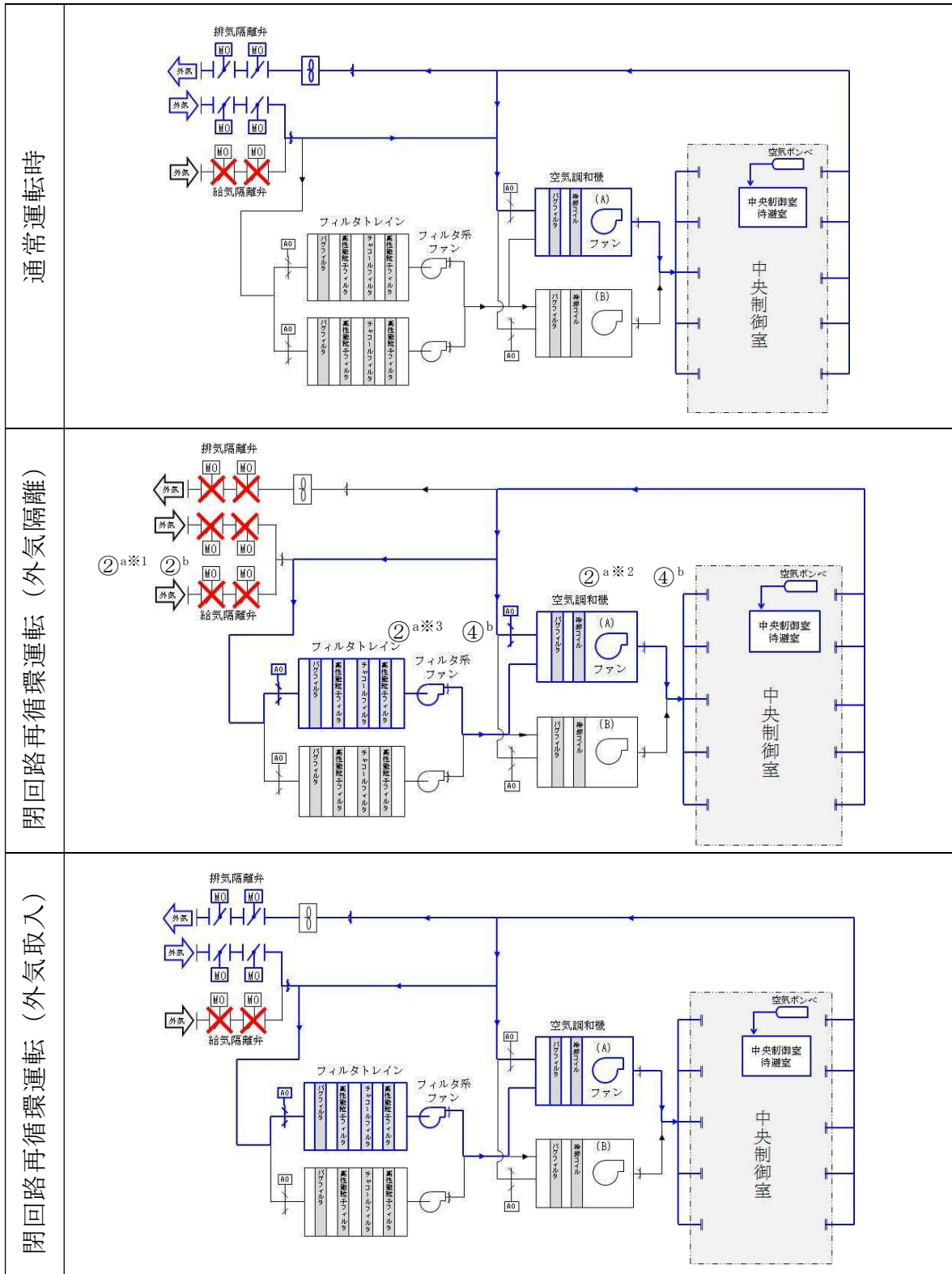
第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器 (2/2)

手順書		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
重大事故等対策要領 「チェンジングエリアの設置運用」	判断基準	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度
	操作	チェンジングエリアの設置	GM汚染サーベイメータ



第 1.16-3 表 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>【1.16】 原子炉制御室の居住性等に 関する手順等</p>	中央制御室換気系 空気調和機ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	中央制御室換気系 給排気隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系
	非常用ガス処理系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	非常用ガス処理系 フィルタトレイン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	非常用ガス再循環系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	非常用ガス再循環系 フィルタトレイン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	原子炉建屋ガス処理系 AO 弁用制御電源	A系：125V A系蓄電池 B系：125V B系蓄電池
	可搬型照明（SA）	緊急用MCC

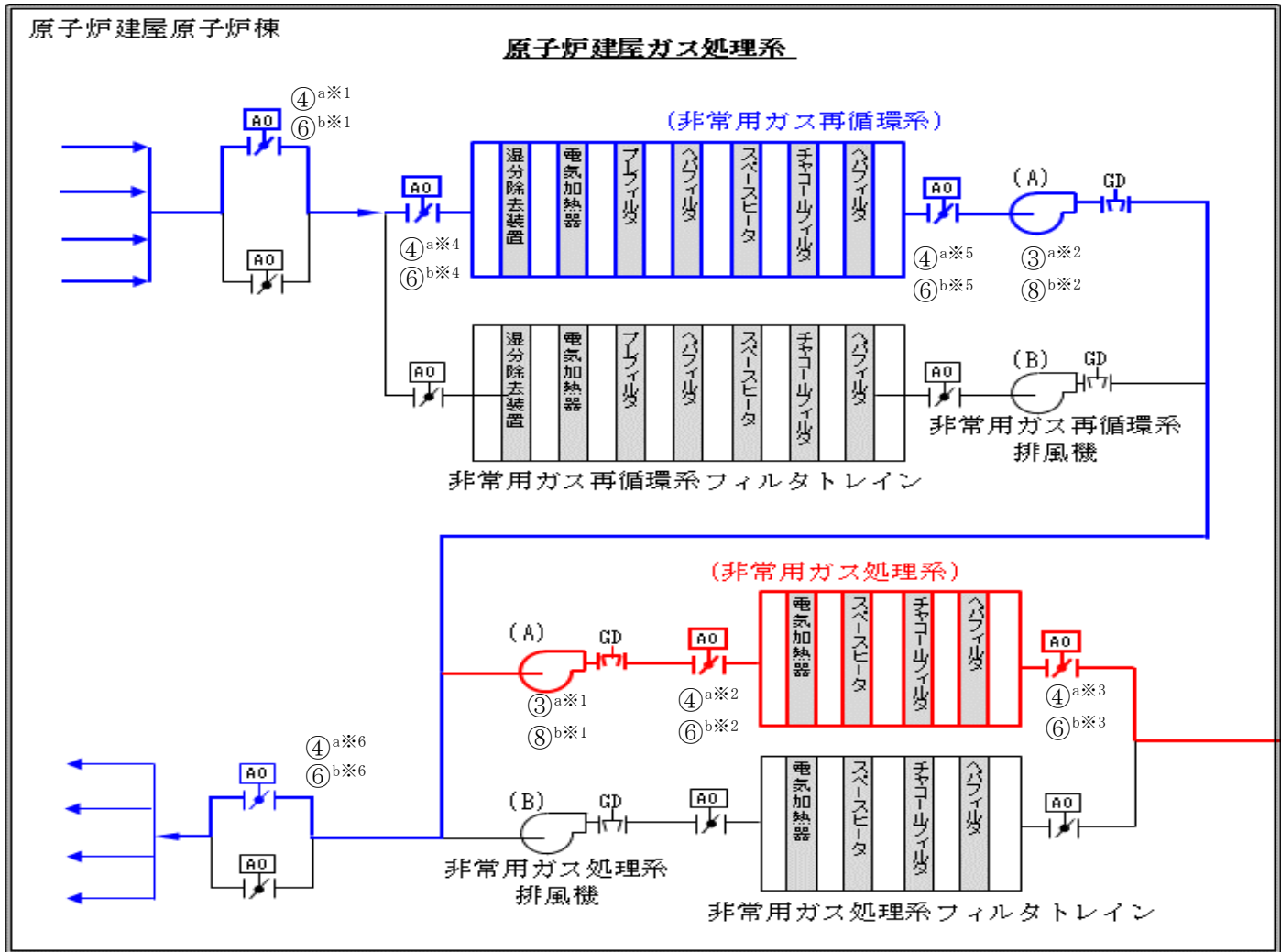


操作手順	弁名称
② <sup>a※1</sup> ② <sup>b</sup>	中央制御室換気系 吸排気隔離弁
② <sup>a※2</sup> ④ <sup>b※1</sup>	中央制御室換気系 空気調和機ファン
② <sup>a※3</sup> ④ <sup>b※2</sup>	中央制御室換気系 フィルタ系ファン

記載例①<sup>a※1</sup> a:a は交流動力電源が正常な場合の手順, b は全交流動力電源が喪失した場合は示す

※1: 同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し, 数字は対象順を示す。

第 1.16-1 図 中央制御室換気系概要図 (A系運転時)



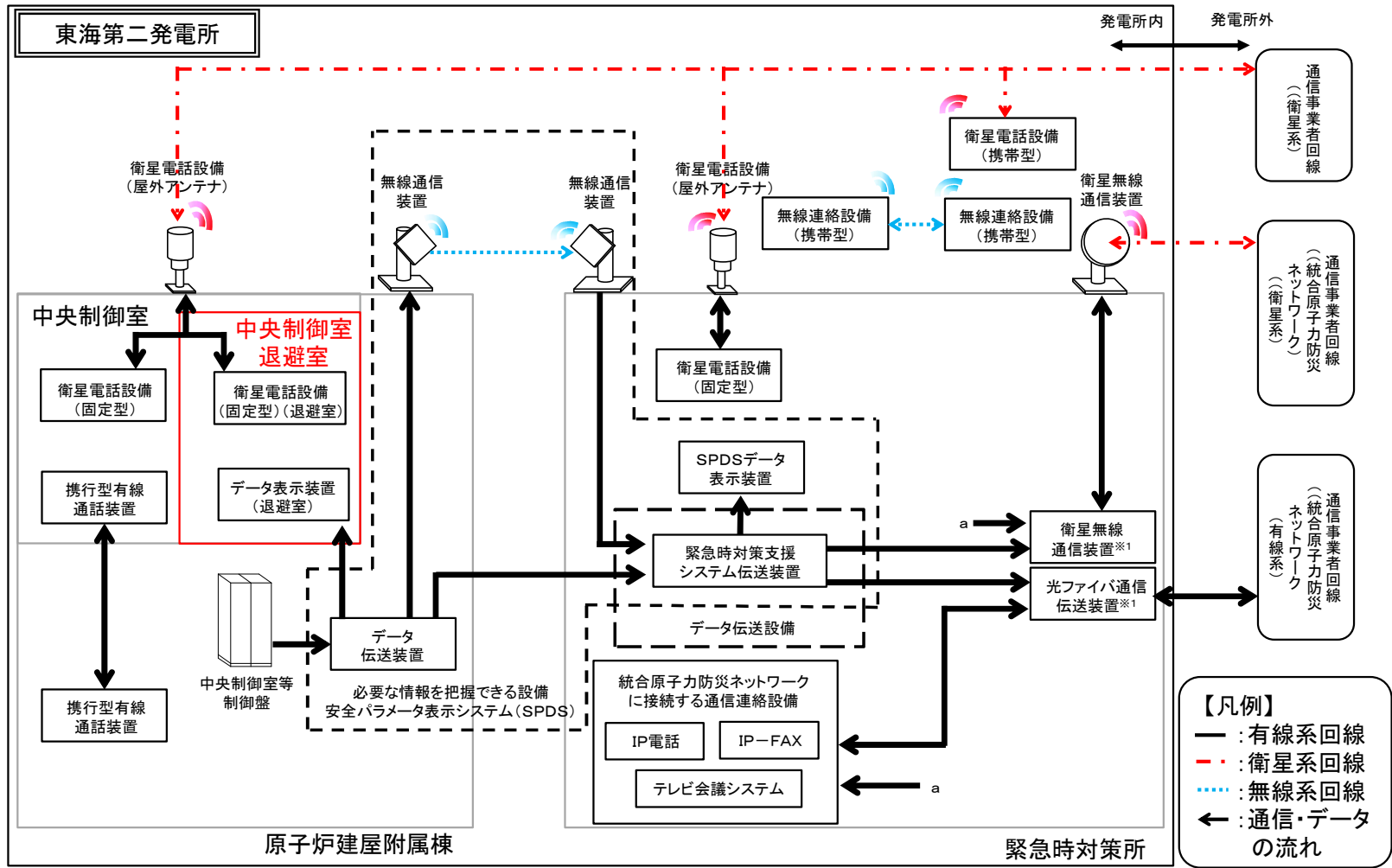
操作手順	弁名称
③ <sup>a※1</sup> ⑧ <sup>b※1</sup>	非常用ガス処理系 排風機
③ <sup>a※2</sup> ⑧ <sup>b※2</sup>	非常用ガス再循環系 排風機
④ <sup>a※1</sup> ⑥ <sup>b※1</sup>	FRVS SGTTS系入口ダンパ
④ <sup>a※2</sup> ⑥ <sup>b※2</sup>	SGTTSトレイン入口ダンパ
④ <sup>a※3</sup> ⑥ <sup>b※3</sup>	SGTTSトレイン出口ダンパ
④ <sup>a※4</sup> ⑥ <sup>b※4</sup>	FRVSトレイン入口ダンパ
④ <sup>a※5</sup> ⑥ <sup>b※5</sup>	FRVSトレイン出口ダンパ
④ <sup>a※6</sup> ⑥ <sup>b※6</sup>	FRVS循環ダンパ

記載例①<sup>a※1</sup> a:aは交流動力電源が正常な場合の手順, bは全交流動力電源が喪失した場合を示す

※1:同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し, 数字は対象順を示す。

第 1.16-2 図 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系概要図

(A系運転時)



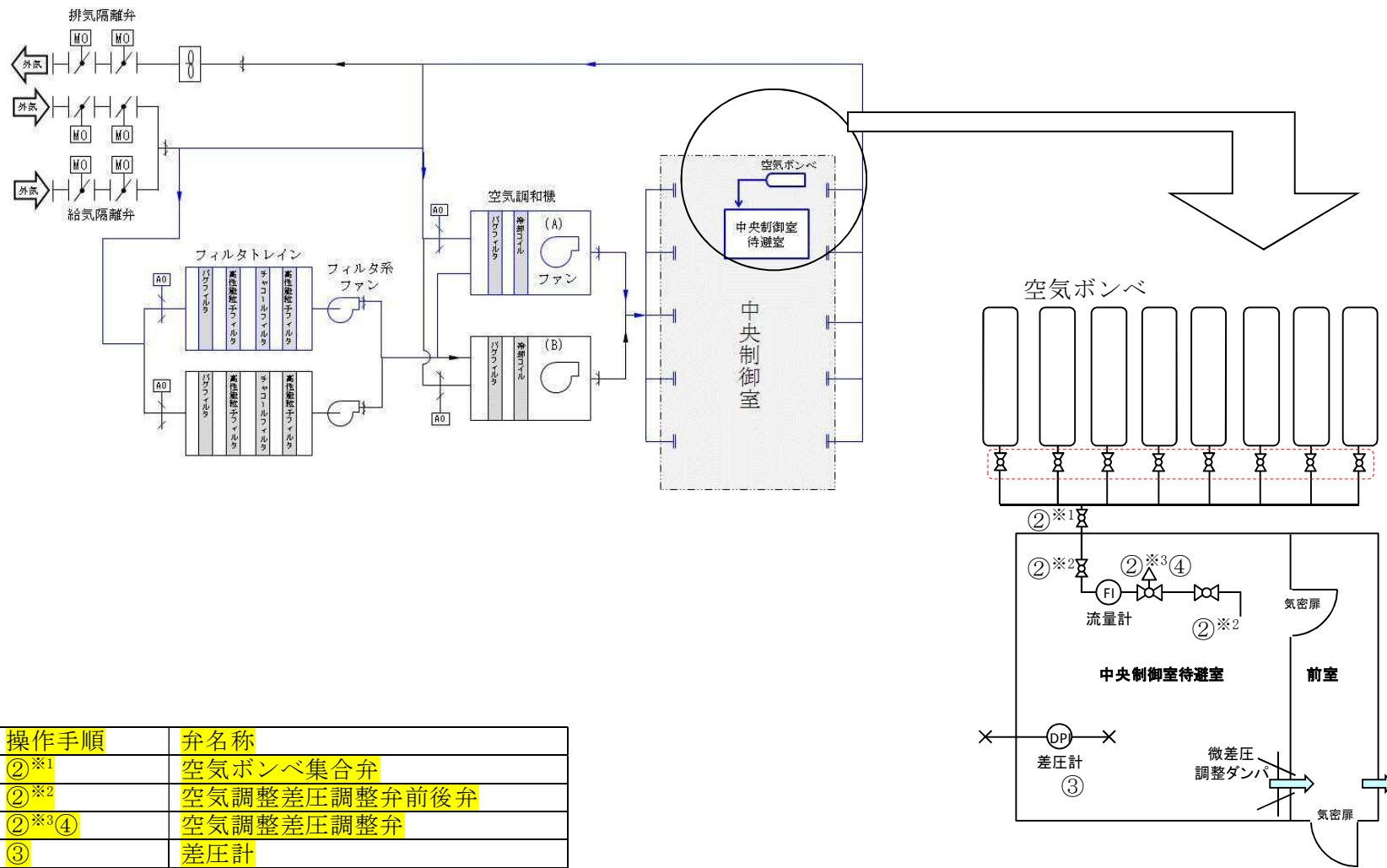
※1: 統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から緊急時対策支援システム(ERSS)となる。

※2: 中央制御室退避室以外の通信連絡を行うために必要な設備については「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第 1.16-3 図 データ表示装置 (待避室) に関するデータ伝送の概要



第 1.16-4 図 中央制御室待避室陽圧化バウンダリ構成図

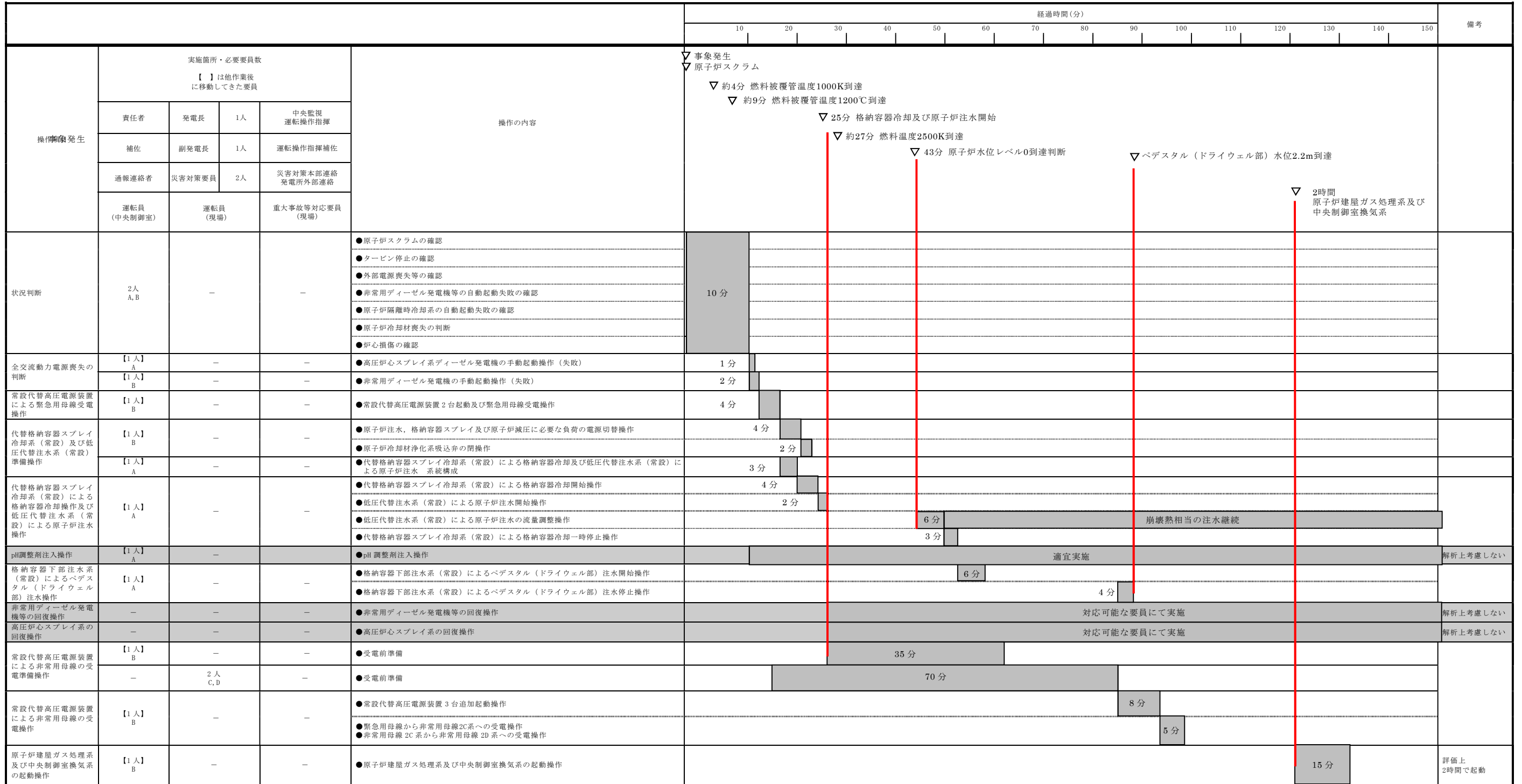


操作手順	弁名称
②※1	空気ポンベ集合弁
②※2	空気調整差圧調整弁前後弁
②※3④	空気調整差圧調整弁
③	差圧計

記載例 ①※1 ※1 :同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.16-5 図 中央制御室待避室 空気ポンベユニット概要図

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）



第 1.16-4 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用しない場合）の作業と所要時間（1/2）

1.16-35

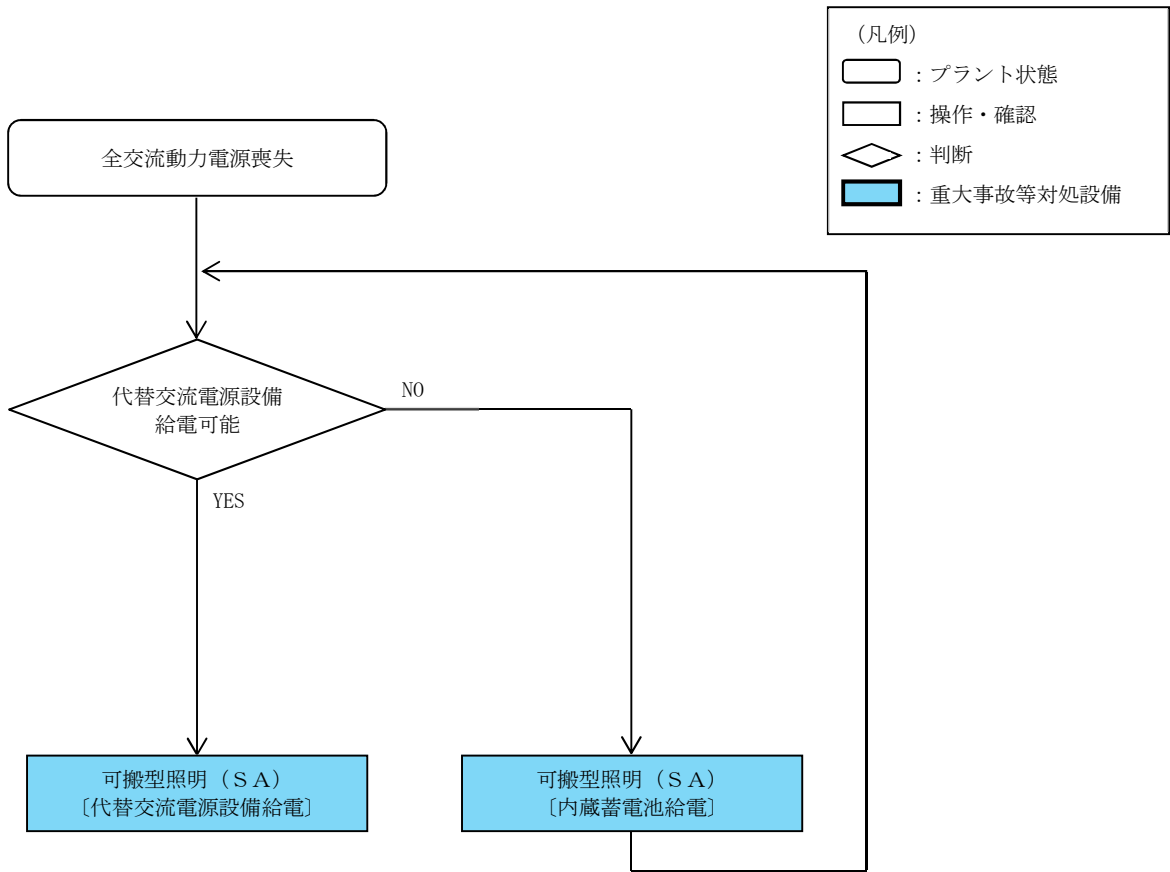
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）

操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	経過時間（時間）											備考
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)		4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	●格納容器冷却操作	▽約4.6時間 格納容器圧力465kPa[gage]到達											
緊急用海水系を用いた海水通水操作				●緊急用海水系による海水通水 系統構成	20分											解析上考慮しない
緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱及び原子炉注水操作	【1人】 B	-	-	●代替循環冷却系系統構成 ●代替循環冷却系運転開始	35分											解析上考慮しない
格納容器ベント準備操作	【1人】 A	-	-	●格納容器ベント準備（系統構成）	5分											
	-	【2人】+1人 C, D, E	-	●現場移動（第一弁） ●格納容器ベント準備（系統構成）	125分											
中央制御室待避室の準備操作	【1人】 A	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作	20分											
				●データ表示装置（待避室）の起動操作 ●可搬型照明の設置	15分 4分											
格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所の正圧化	-	-	【3人】 (招集)	●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所の正圧化	10分											
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作	【1人】 B	-	-	●代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ停止操作	3分											
	-	-	【3人】 (招集)	●格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント操作 ●ベント状態監視	2分											格納容器ベント実施後、適宜状態監視
	-	-	【3人】 (招集)	●現場手動による格納容器ベント操作	30分											
	【1人】 B	-	-	●中央制御室待避室内正圧化	5分											
使用済燃料プールの冷却操作	-	-	-	●使用済燃料プールの冷却操作	180分											対応可能な要員にて実施 解析上考慮しない
可搬型代替注水大型ポンプ等による水源補給準備	-	-	8人 a~h	●可搬型代替注水大型ポンプの移動、ホース敷設、接続	150分											水源枯渇まで十分余裕がある 作業開始は作業エリアの放射線量測定後となる
可搬型代替注水大型ポンプ等による水源補給操作	-	-	【2人】 a, b	●ポンプ起動及び水源補給操作	適宜実施											
燃料補給準備	-	-	2人 (招集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの補給	110分											タンクローリー残量に応じて適宜軽油タンクから補給 作業開始は作業エリアの放射線量測定後となる
燃料補給操作	-	-	2人 (招集)	●可搬型代替注水大型ポンプへの給油	適宜実施											
必要員合計	2人 A, B	3人 C, D, E	8人 (招集5人)													

第 1.16-5 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

（代替循環冷却系を使用しない場合）の作業と所要時間（2/2）





第 1.16-6 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート

		経過時間(分)										備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180		
手順の項目	要員(数)	活動開始 緊急時対策所から中央制御室 ▼チェンジングエリア設置箇所へ移動 ▼チェンジングエリア初期運用開始 チェンジングエリア 設置完了 ▼(170分)										
チェンジングエリアの設置及び運用	放射線管理班員	2	資機材準備		サーベイエリア・除染エリアテントハウス設置		サーベイエリア・除染エリア機材設置		脱衣エリアテントハウス設置		脱衣エリア機材設置	
			資機材準備		サーベイエリア・除染エリアテントハウス設置		サーベイエリア・除染エリア機材設置		脱衣エリアテントハウス設置		脱衣エリア機材設置	
			資機材準備		サーベイエリア・除染エリアテントハウス設置		サーベイエリア・除染エリア機材設置		脱衣エリアテントハウス設置		脱衣エリア機材設置	
			資機材準備		サーベイエリア・除染エリアテントハウス設置		サーベイエリア・除染エリア機材設置		脱衣エリアテントハウス設置		脱衣エリア機材設置	
			資機材準備		サーベイエリア・除染エリアテントハウス設置		サーベイエリア・除染エリア機材設置		脱衣エリアテントハウス設置		脱衣エリア機材設置	
			資機材準備		サーベイエリア・除染エリアテントハウス設置		サーベイエリア・除染エリア機材設置		脱衣エリアテントハウス設置		脱衣エリア機材設置	

第 1.16-7 図 中央制御室チェンジングエリア設置 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 (1/3)

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
<p><b>【本文】</b> 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等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。</p>	①	<p><b>【本文】</b> 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等がとどま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> 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等がとどまるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p><b>【解釈】</b> 1 「運転員等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（マスク及びポンプ等）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。</p>	—	<p><b>【解釈】</b> 第59条に規定する「運転員等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。</p>	<p><b>【解釈】</b> 1 第74条に規定する「運転員等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。</p>	—
<p>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、運転員等がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑤※1
<p>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。</p>	③※1	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑥
<p>※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</p>		<p>① 本規定第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等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）を想定すること。</p> <p>② 運転員等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。</p> <p>③ 交替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。</p> <p>④ 判断基準は、運転員等の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>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等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）を想定すること。</p> <p>② 運転員等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。</p> <p>③ 交替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。</p> <p>④ 判断基準は、運転員等の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	⑦
		<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑦

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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				設計基準事故対処設備					
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
中央制御室換気系， 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等	中央制御室	既設	① ② ③ ④	-	-	-	-	-	-
	中央制御室遮蔽	既設							
	中央制御室換気系 空気調和機ファン	既設							
	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	既設							
	中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ	既設							
	中央制御室換気系 チャコールフィルタ	既設							
	中央制御室換気系 給排気隔離弁	既設							
	非常用ガス処理系 排風機	既設							
	非常用ガス処理系 フィルタトレイン	既設							
	非常用ガス再循環系 排風機	既設							
	非常用ガス再循環系 フィルタトレイン	既設							
	原子炉建屋ガス処理系 配管・弁	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
中央制御室及び待避室の 酸素・二酸化炭素濃度測 定	中央制御室	既設	① ② ④	-	-	-	-	-	-
	中央制御室遮蔽	既設							
	中央制御室待避室	新設							
	中央制御室待避室遮蔽	新設							
	酸素濃度計	新設							
	二酸化炭素濃度計	新設							
中央制御室及 び待避室の照 明確保	中央制御室	既設	① ② ③ ④	-	-	-	-	-	-
	中央制御室遮蔽	既設							
	可搬型照明 (SA)	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				設計基準事故対処設備					
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
データ表示装置（待避室） による監視	中央制御室	既設	① ② ③ ④ ⑤	-	-	-	-	-	-
	中央制御室遮蔽	既設							
	中央制御室待避室	新設							
	中央制御室待避室遮蔽	新設							
	データ表示装置（待避室）	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
中央制御室待避室の準備	中央制御室	既設	① ② ③ ④ ⑤	-	-	-	-	-	-
	中央制御室遮蔽	既設							
	中央制御室待避室	新設							
	中央制御室待避室遮蔽	新設							
	中央制御室待避室 空気ボンベユニット（空気ボンベ）	新設							
	中央制御室待避室 空気ボンベユニット（配管・弁）	新設							
	差圧計	新設							
衛星電話設備（固定型）による通信連絡	中央制御室	既設							
	中央制御室遮蔽	既設							
	衛星電話設備（固定型）（待避室）	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
汚染持ち込み防止	可搬型照明（SA）	新設	① ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
	防護具及びチェン징ングエリア用資機材※1	新設							
放射線防護に関する教育等	-	-	① ② ④	-	-	-	-	-	-
運転員等の被ばく低減及び平準化※2	-	-	① ② ④	-	-	-	-	-	-

※2 本条【解釈】1a) 項を満足するための資機材等（放射線防護措置）

中央制御室換気系閉回路循環運転時及び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

中央制御室換気系が閉回路循環運転の場合、及び格納容器圧力逃し装置作動時に使用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」に基づき実施した。

1. 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，J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び鉱山保安法施行規則に基づき，酸素濃度が19%以上，かつ，二酸化炭素濃度が1%以下で運用する。

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。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

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
12%	目まい、筋力低下
8%	失神昏倒、7～8分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡

（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」）

J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等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 CO<sub>2</sub> 濃度の上昇による運転員等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 CO<sub>2</sub> 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 CO<sub>2</sub> 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 CO<sub>2</sub> 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。

2. 中央制御室待避室の必要空気供給量

(1) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- a. 収容人数 : n=3 名
- b. 許容二酸化炭素濃度 : C=0.5% ( J E A C 4622-2009)
- c. 大気二酸化炭素濃度 : C<sub>0</sub>=0.0336% (空気ポンベの二酸化炭素濃度)
- d. 呼吸による二酸化炭素発生量 : M=0.022m<sup>3</sup>/h/人 (空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)
- e. 必要換気量 : Q<sub>1</sub> = 100 × M × n / (C - C<sub>0</sub>) m<sup>3</sup>/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)

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336) \\
 &= 14.15 \\
 &\doteq 14.2 \text{ m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

(2) 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- a. 収容人数 : n=3 名
- b. 吸気酸素濃度 : a=20.95% (標準大気の酸素濃度)
- c. 許容酸素濃度 : b=19% (鉱山保安法施行規則)
- d. 成人の呼吸量 : c=0.48m<sup>3</sup>/h/人 (空気調和・衛生工学便覧)
- e. 乾燥空気換算酸素濃度 : d=16.4% (空気調和・衛生工学便覧)



f. 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)

$$\begin{aligned} Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0) \\ &= 3.36 \\ &\doteq 3.4 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上により、中央制御室待避室使用に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の  $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$  とする。

## 2. 中央制御室待避室の必要ポンベ本数

中央制御室待避室を 5 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  $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$  及びポンベ供給可能空気量  $6.0 \text{ m}^3/\text{本}$  から下記の通り 19 本となる。なお、中央制御室待避室の設置後に試験を実施し必要ポンベ本数が 5 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。

(1) ポンベ初期充填圧力：14.7MPa (at35℃)

(2) ポンベ容器容積： $6.0 \text{ m}^3$  (残圧及び使用温度補正により安全側に考慮し  $6.0 \text{ m}^3/\text{本}$  とした)

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ本数} &= 14.2 \text{ m}^3/\text{h} \div 6.0 \text{ m}^3/\text{本} \times 5 \text{ 時間} \\ &= 11.8 \text{ 本} \\ &\doteq 12 \text{ 本} \end{aligned}$$

## 可搬型照明（S A）を用いた場合の中央制御室の監視操作について

## 1. 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）

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照明（S A）は、主制御盤エリア用 3 台、補助制御盤エリア用 1 台、予備 1 台の計 5 台を配備する。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とともに、可搬型照明（S A）を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に、可搬型照明（S A）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いる。第 1 表に中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

第 1 表 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明

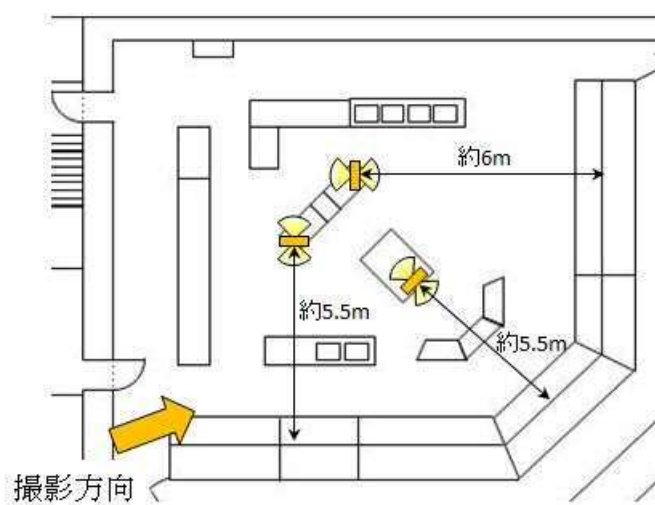
	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	5 台 (予備 1 台含む)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24 時間 両面：12 時間
乾電池内蔵型照明 (ランタン) 	中央制御室	20 個	電池：単一電池 4 本 点灯時間：45 時間
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	14 個	電池：単 3 電池 3 本 点灯時間：10 時間

## 2. 可搬型照明（S A）を用いた監視操作

可搬型照明（S A）の照度は，第 1 図に示すとおり大型表示盤から約 6m の位置に設置した場合で，直流非常灯の設計値である照度（1 ルクス）に対し，主制御盤平均で約 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。



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。



第 1 図 シミュレーション施設における可搬型照明（S A）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あたっては、「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、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、身体の汚染検査及び防護具の脱衣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。

## 2. チェンジングエリアの概要

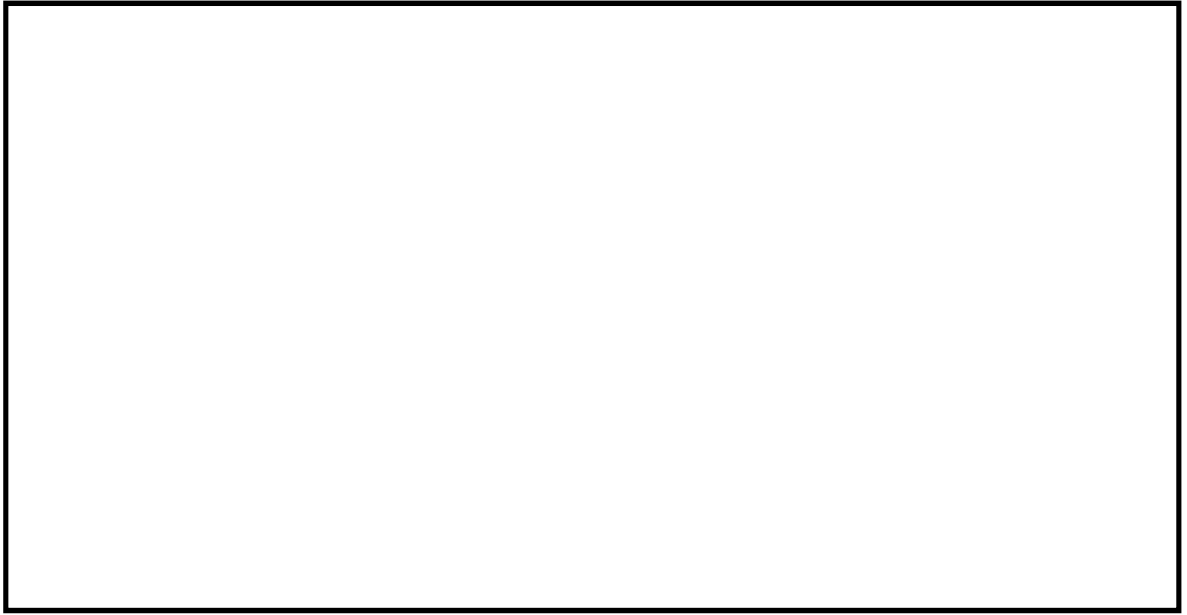
チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点から原子炉建屋附属棟内、かつ中央制御室バウナダリに隣接した場所に設営する。概要は第1表のとおり。

第1表 チェンジングエリアの概要

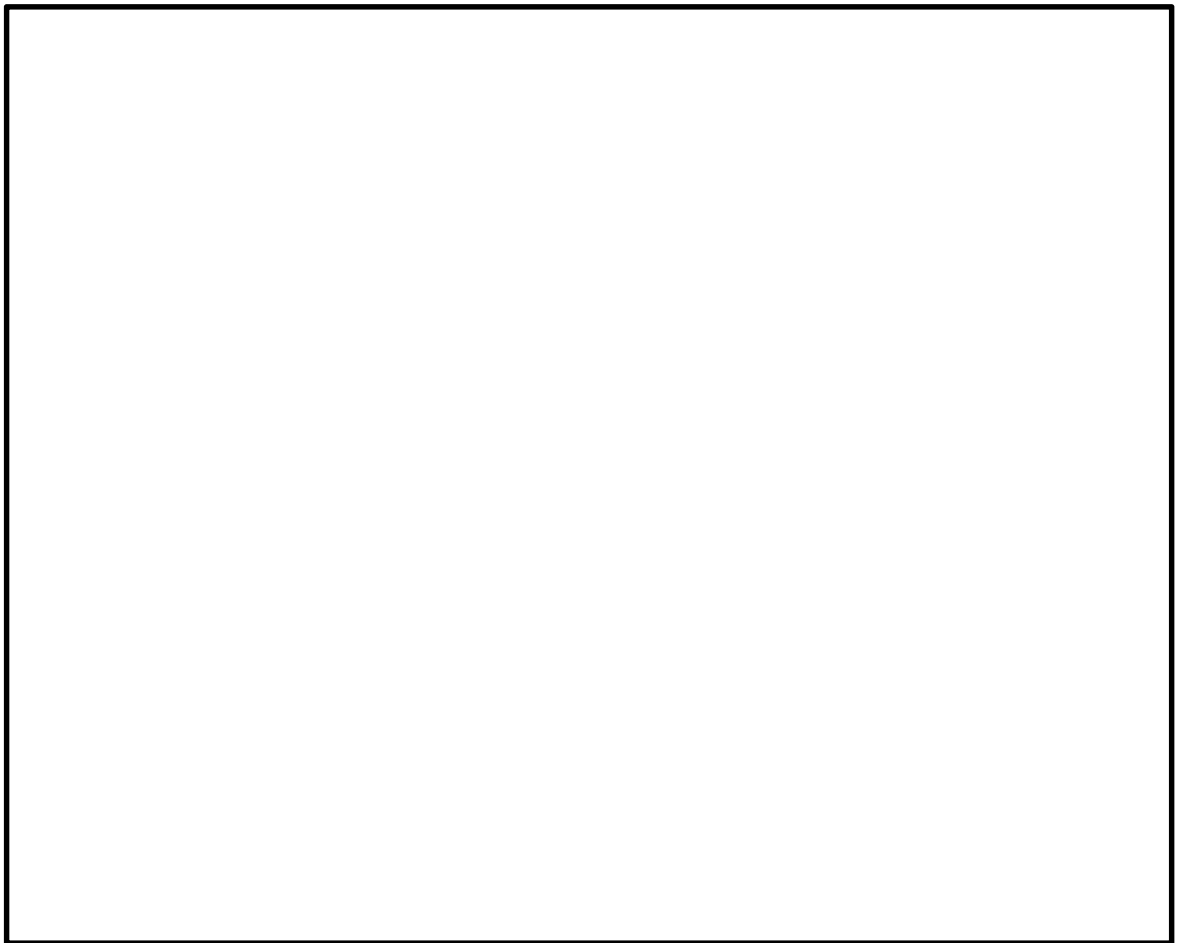
設営場所	原子炉建屋附属棟 4階 空調機械室	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体への汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。
設営形式	テントハウス (一部、通路区画化) (原子炉建屋附属棟内)	テントハウス及びシート等で間仕切りすることにより通路を区画化する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、速やかに設営を行う。
実施者	放射線管理班	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放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

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、第1図、第2図のとおり。



第1図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所



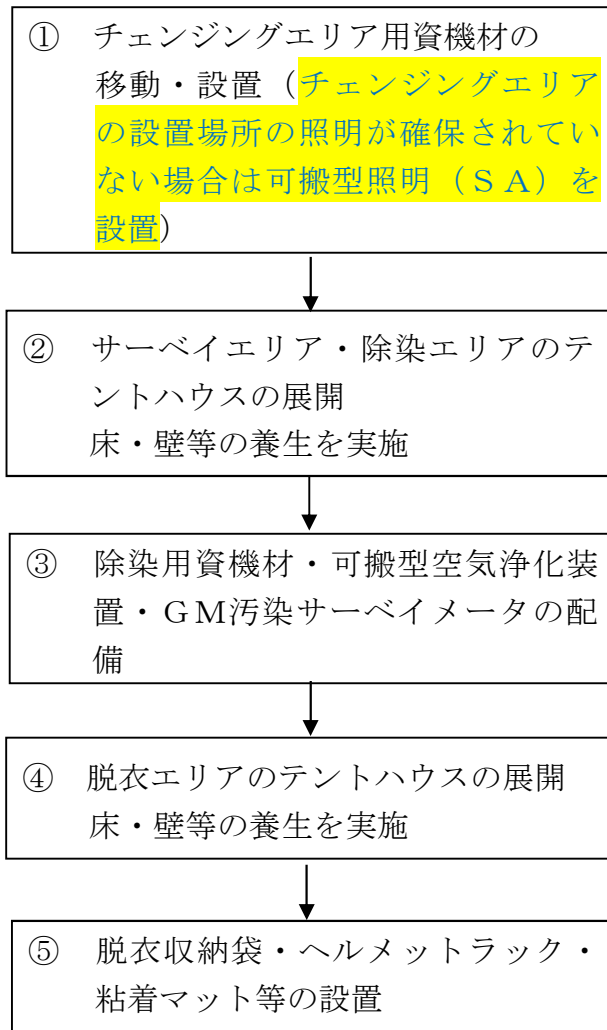
第2図 中央制御室チェンジングエリアのアクセスルート

#### 4. チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

##### (1) 考え方

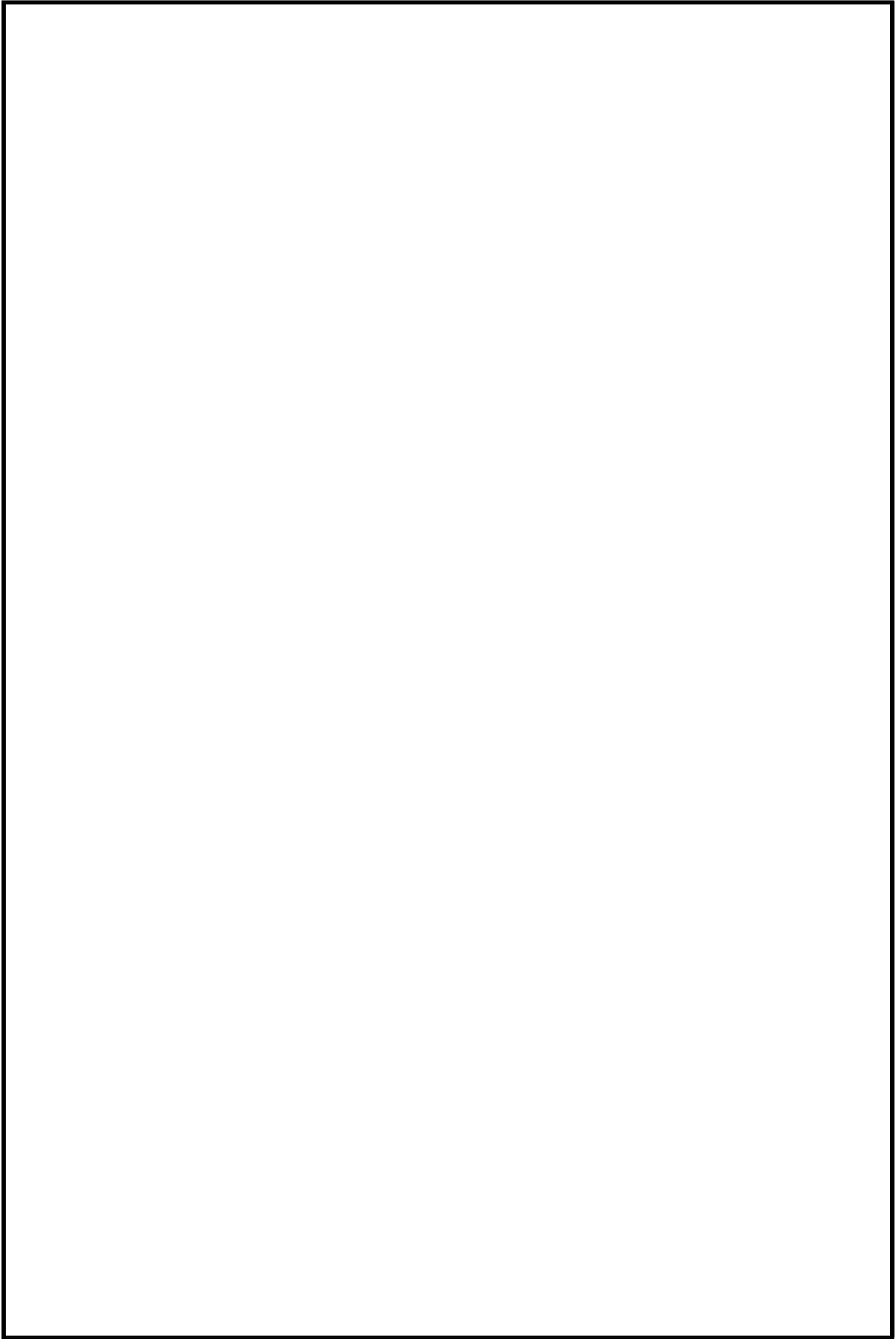
中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，第3図の設営フローに従い，第4図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員2名で，初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアについて約60分，さらに脱衣エリアの設営について約80分の合計140分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班員4名のうち，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，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し，災害対策本部長の指示があった場合に実施する。



第3図 チェンジングエリアの設営フロー





第 4 図 中央制御室チェンジングエリア

(2) 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、第2表のとおりとする。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。

第2表 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量*	根拠
テントハウス	1式	チェンジングエリア 設営に必要な数量
養生シート	3巻	
バリア	3個	
粘着マット	3枚	
脱衣収納袋	7個	
難燃袋	70枚	
難燃テープ	10巻	
クリーンウエス	2缶	
はさみ, カッター	各3本	
筆記用具	2式	
簡易シャワー	1式	
簡易水槽	1個	
バケツ	2個	
排水タンク	1式	
可搬型空気浄化装置	3台	

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

## 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)

### (1) 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, 中央制御室外で作業を行った要員が, 中央制御室に入室する際に利用する。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第4図のとおりであり, 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汚染検査を行うエリア。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。

## (2) 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、安全靴，ヘルメット，アノラックを脱衣する。
- ・脱衣エリア前室で、ゴム手袋（外側），タイベック等を脱衣する。
- ・脱衣エリア後室で、ゴム手袋（内側），綿手袋，靴下を脱衣する。
- ・マスク及び帽子を着用したまま，サーベイエリアへ移動する。

なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班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。

## (3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は以下のとおり。

- ①サーベイエリアにて，マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。
- ②汚染基準を満足する場合は，マスク及び帽子を脱衣し，全身の汚染検査を受ける。
- ③汚染基準を満足する場合は，脱衣後のマスクを持参して中央制御室へ入室する。
- ④②又は③の汚染検査において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，放射線管理班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，放射線管理班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。

#### (4) 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。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・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。（マスク及び帽子は除く）
- ・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。

#### (5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

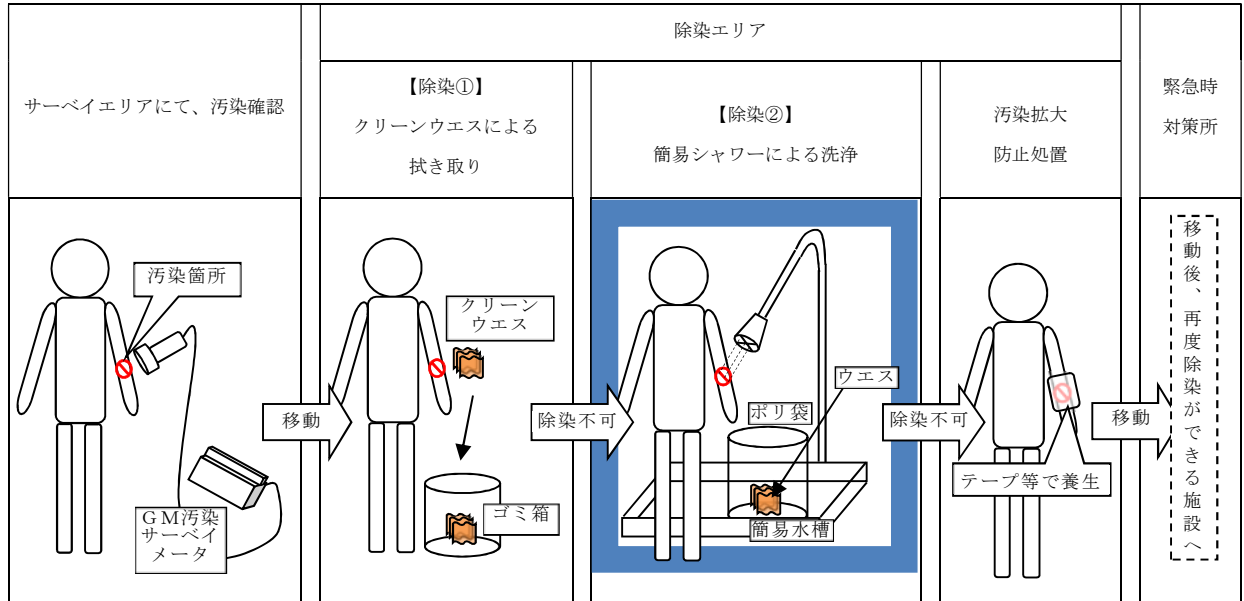
- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、靴を着用する。
- ・放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

#### (6) 重大事故等に対処する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重大事故等に対処する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重大事故等に対処する要員の除染を行う。

重大事故等に対処する要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗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、第5図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。



第5図 除染及び汚染水処理イメージ図

#### (7) 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。

#### (8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、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


### (1) 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により脱衣エリアの後室から前室及び靴脱ぎ場の方向に送気することで、中央制御室外で活動した要員に付着した放射性物質が脱衣エリア内で飛散した場合でも、サーベイエリア及び除染エリアへ放射性物質が流入することを防止する。可搬型空気浄化装置の仕様等を第6図に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。

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による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 1100 mm</p> <p>○風 量：9m<sup>3</sup>/min (540m<sup>3</sup>/h)</p> <p>○重 量：約 45 kg</p> <p>○フィルタ：微粒子フィルタ (除去効率 99%以上) よう素フィルタ (除去効率 97%以上)</p>
	<p>微粒子フィルタ 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>よう素フィルタ 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、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 6 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

(2) チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアの空間をテントハウスにより区画する。テントハウスの外観は第 7 図のとおりであり、仕様は第 3 表のとおり。チェンジングエリア内面には、必要に応じて汚染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する。



第 7 図 テントハウスの外観

(イメージ)



第3表 テントハウスの仕様

サイズ	幅 1.4～2.6m×奥行 1.3m～5.2m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg <sup>※1</sup> 程度
サイズ（折り畳み時）	80 cm×140 cm×40 cm程度 <sup>※1</sup>
送風時間（専用ブロワ） <sup>※2</sup>	約 2 分 <sup>※1</sup>

※1：幅 2m×奥行 2m×高さ 2.3m のテントハウスでの数値

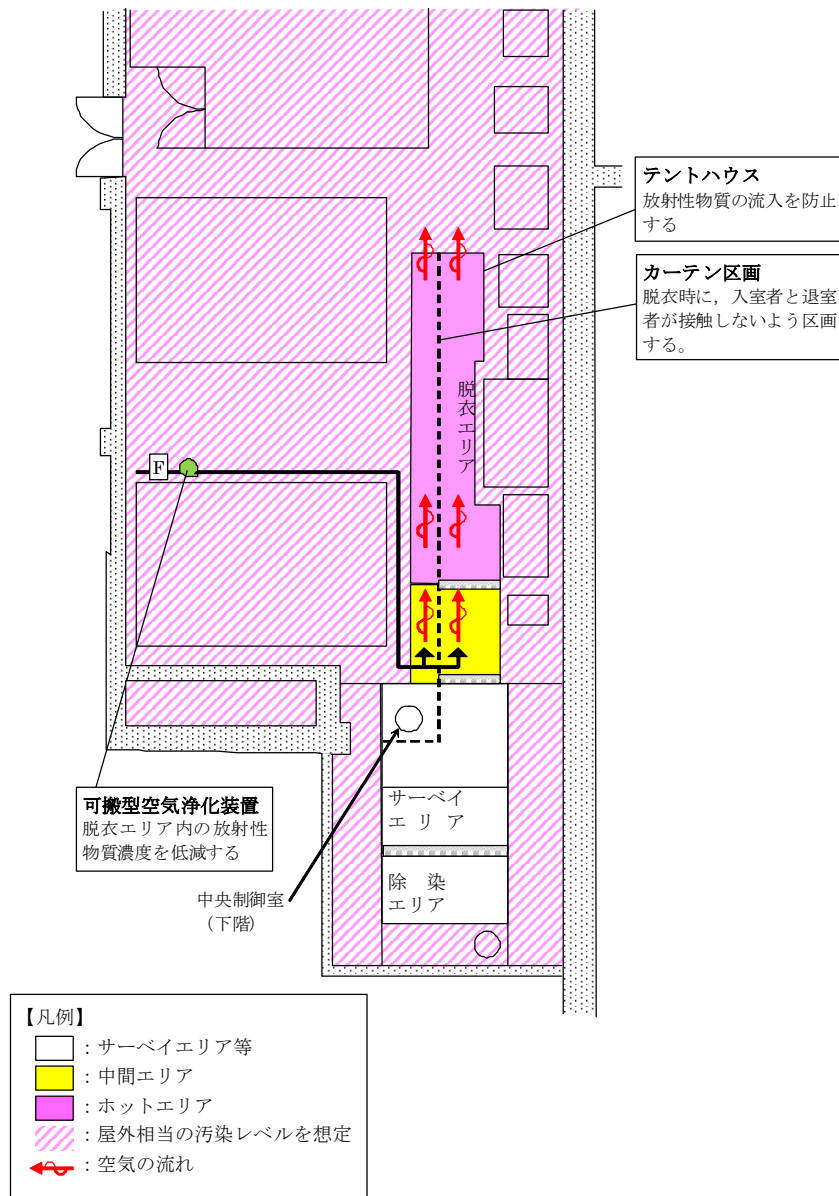
※2：手動及び高圧ポンペを用いた送風による展開も可能な設計とする。

(3) 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、第8図のように、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、脱衣エリアとサーベイエリアの境界において、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアから靴脱ぎ場へ向かい送気することで、脱衣により飛散した放射性物質のサーベイエリアへの流入を防止する。

第8図のようにチェンジングエリア内に空気の流れを作ること、中央制御室に汚染を持ち込まないよう管理を行う。



第8図 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

(4) 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拡大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、要員の出入りに極力影響を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カーテンで区画することで、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、第4表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。

第4表 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> 相当)	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> 相当)	原子力災害対策指針における O I L4に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針における O I L4【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、中央制御室換気系による閉回路循環運転を行うことで、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. 可搬型照明（S A）

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可搬型照明（S A）は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために4台（予備1台含む）を使用する。可搬型照明（S A）の仕様を第5表に示す。

第5表 チェンジングエリアの可搬型照明（S A）

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	原子炉建屋 附属棟4階 空調機械室	4台 (予備1台含む)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24時間 両面：12時間

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等は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員等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4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14分であり、全ての要員が汚染している場合でも約22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。

## 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の内訳を第1表及び第2表に示す。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。

第1表 放射線防護具類

品名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所	中央制御室
タイベック	1,155着 <sup>※2</sup>	17着 <sup>※10</sup>
靴下	1,155足 <sup>※2</sup>	17足 <sup>※10</sup>
帽子	1,155個 <sup>※2</sup>	17個 <sup>※10</sup>
綿手袋	1,155双 <sup>※2</sup>	17双 <sup>※10</sup>
ゴム手袋	2,310双 <sup>※3</sup>	34双 <sup>※11</sup>
全面マスク	330個 <sup>※4</sup>	17個 <sup>※10</sup>
チャコールフィルタ	2,310個 <sup>※5</sup>	34個 <sup>※12</sup>
アノラック	462着 <sup>※6</sup>	17着 <sup>※10</sup>
長靴	132足 <sup>※7</sup>	9足 <sup>※13</sup>
胴長靴	5足 <sup>※8</sup>	9足 <sup>※13</sup>
遮蔽ベスト	15着 <sup>※9</sup>	—
自給式呼吸用保護具	5式 <sup>※8</sup>	9式 <sup>※13</sup>

※1：予備を含む。今後、訓練等で見直しを行う。

※2：110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155

※3：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝2,310

※4：110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝330

※5：110名（要員数）×7日×2個×1.5倍＝2,310

※6：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日間×1.5倍＝462

※7：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍（基本再使用、必要により除染）＝132

※8：3名（重大事故等対応要員（運転操作対応）3名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=4.5→5

※9：10名（重大事故等対応要員（庶務班）6名+（保修班）4名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15

※10：11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17

※11：綿手袋×2倍（二重にして着用）=34

※12：11名（中央制御室要員数）×2個×1.5倍=33→34（2個を1セットで使用するため）

※13：3名（運転員（現場））×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍=9

・配備数の妥当性の確認について

#### 【中央制御室】

要員数11名は，運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対応要員（運転操作対応）3名で構成されている。このうち，運転員等（中央制御室）は中央制御室換気系による閉回路循環運転により空気が浄化されるため，防護具類を着用する必要はない。ただし，初動対応を行った運転員等は交代時の退室に伴う着用を考慮し，その後の交代要員は中央制御室に向かう際に，緊急時対策所より防護具類を持参する。

運転員等（現場）は，現場作業時に防護具類を着用する（1回現場に行くことを想定）。

よって，以下のとおり，タイベック等（靴下，帽子，綿手袋及びアノラック）の第1表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

11名×1回（交替時）+4名×1回（現場）=15着 < 17着

全面マスク，安全靴，長靴及び胴長靴は，再使用するため，必要数は11（要員数分）であり，第1表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

チャコールフィルタは，全面マスクに2個装着して使用するため，必要数は22個（全面マスクの必要数11個×2）であり，第1表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

ゴム手袋は，綿手袋の上に二重にして使用するため，必要数量は34双（綿手袋の必要数17双×2）であり，第1表に示す配備数は必要数量を上回っており妥当である。

第2表 放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	330台 <sup>※3</sup>	33台 <sup>※8</sup>
GM汚染サーベイメータ	5台 <sup>※4</sup>	3台 <sup>※4</sup>
電離箱サーベイメータ	5台 <sup>※5</sup>	3台 <sup>※4</sup>
緊急時対策所エリアモニタ	2台 <sup>※6</sup>	—
可搬型モニタリングポスト <sup>※2</sup>	2台 <sup>※6</sup>	—
ダストサンプラ	2台 <sup>※7</sup>	2台 <sup>※4</sup>

※1：予備含む。今後，訓練等で見直しを行う

※2：緊急時対策所の可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリングポストと兼用する。

※3：110名（要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=330

※4：身体の汚染検査用に2台+3台（予備）

※5：現場作業等用に4台+1台（予備）

※6：加圧判断用に1台+1（予備）=2

※7：室内のモニタリング用に1台+1台（予備）

※8：11名（中央制御室要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=33

## 運転員等の交替要員体制の被ばく評価について

運転員等の被ばく評価については、5直2交替の勤務体系において、7日間の積算線量を中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分する。また、保守的にフィルタベント開始1時間前から12時間は中央制御室に滞在するものとした。想定する勤務体系を第1表に示す。

第1表 想定する勤務体系

事象発生からの時間	①事象発生～ 22.5時間後	②22.5時間後～ 34.5時間後	③34.5時間後～ 168時間後
勤務形態	5直2交替	常時滞在	5直2交替

第2表の被ばく評価結果より、最も厳しい被ばくとなるベント操作を実施した班においても、運転員等の被ばく線量は100mSvを超えないことを確認した。

第2表 中央制御室の居住性（重大事故時）に係る被ばく評価結果

被ばく経路	実効線量（7日間）（単位：mSv）	
	マスクあり	マスクなし
室内作業時	約 $5.8 \times 10^1$	約 $6.4 \times 10^1$
入退域時	約 $2.7 \times 10^0$	約 $3.0 \times 10^0$
合計	約 $6.2 \times 10^1$	約 $6.7 \times 10^1$

## 〈主な評価条件〉

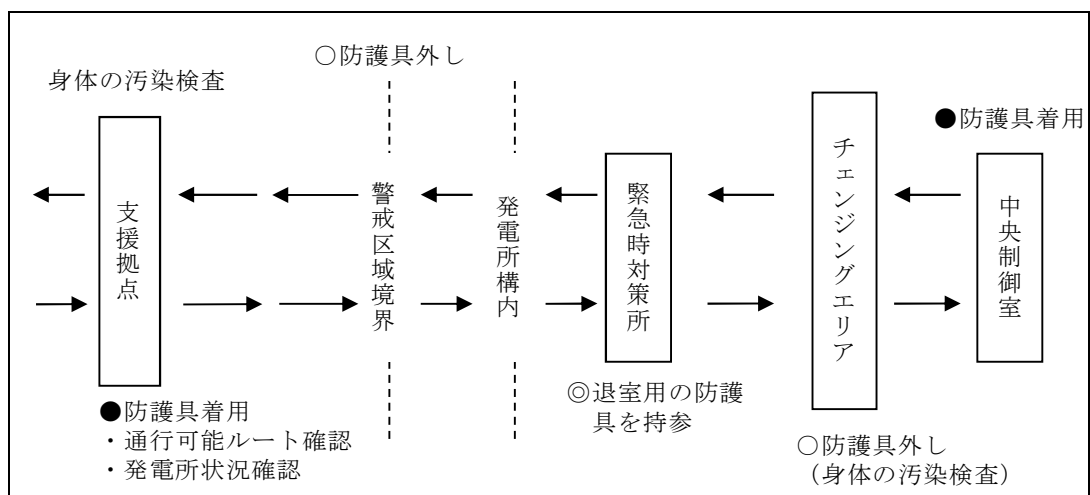
- ・事故シーケンス「大LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋全交流動力電源喪失」
- ・滞在時間割合＝ $(12\text{h}/\text{直} \times 2\text{直}/\text{日}/5\text{直}) / 24\text{h}/\text{日} = 0.2$   
（なお、常時滞在する場合は滞在時間割合は1とする。）
- ・入退域の時間割合＝ $(0.5\text{h}/\text{直} \times 2\text{直}/\text{日}/5\text{直}) / 24\text{h}/\text{日} \doteq 0.00833$
- ・評価期間7日間



## 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、緊急時対策所で退室時用の防護具を受け取る。
- ③ 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及び退室時用の防護具等の汚染検査を実施する。
- ④ 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。
- ⑤ 引継ぎを終えた運転員等は、入室時に持参した防護具を着用し、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、防護具を脱衣し、警戒区域外の支援拠点にて身体の汚染検査を実施する。



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) 中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等	a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順等	中央制御室換気系 給排気隔離弁	SB2-18(A/B) SB2-19(A/B) SB2-20(A/B)
		b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順	FRVS SGT S系入口ダンパ	SB2-4(A/B)
			SGT Sトレイン入口ダンパ	SB2-9(A/B)
			SGT Sトレイン出口ダンパ	SB2-11(A/B)
			FRVSトレイン入口ダンパ	SB2-5(A/B)
			FRVSトレイン出口ダンパ	SB2-7(A/B)
			FRVS循環ダンパ	SB2-13(A/B)
		FRVS原子炉建屋通常排気系隔離ダンパ	SB2-12(A/B)	
	(6) 中央制御室待避室の準備手順		中央制御室待避室 空気ポンベユニット 空気ポンベ集合弁	
			中央制御室待避室 空気ポンベユニット 空気差圧調整弁前弁	
			中央制御室待避室 空気ポンベユニット 空気差圧調整弁後弁	
			中央制御室待避室 空気ポンベユニット 空気差圧調整弁	
			中央制御室待避室圧力を中央制御室に対し陽圧に維持	中央制御室待避室の圧力を中央制御室に対し+10Pa以上に維持
	(2) 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		中央制御室待避室圧力を中央制御室に対し陽圧に維持	中央制御室待避室の圧力を中央制御室に対し+10Pa以上に維持

## 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) 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定
- (5) 可搬型放射能測定装置等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) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

### 1. 17. 2. 3 モニタリング・ポストの電源を代替電源設備から給電する手順

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 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

添付資料 1. 17. 10 可搬型放射能測定装置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 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

添付資料 1. 17. 17 可搬型気象観測設備

添付資料 1. 17. 18 可搬型気象観測設備の気象観測項目について

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

## 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。

#### (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事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備、資機材、自主対策設備、整備する手順等についての関係を第 1.17.1 表に整理する。

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

i) 放射線量の測定

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。放射線量の測定又は代替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
- ・ 電離箱サーベイ・メータ
- ・ 小型船舶
- ・ 船舶運搬車
- ・ 検出器保護カバー
- ・ 養生シート
- ・ リヤカー

ii) 放射性物質の濃度の測定

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又は代替測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 放射能観測車



- ・可搬型放射能測定装置

(可搬型ダスト・よう素サンプラ, Na I シンチレーションサーベイ・メータ,  $\beta$ 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)

- ・小型船舶

- ・船舶運搬車

- ・Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置

- ・ガスフロー式カウンタ

- ・リヤカー

- ・採取用資機材

- ・遮蔽材

## (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

### i) 放射線量の測定

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、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を重大事故等対処設備と位置づける。

### ii) 放射性物質の濃度の測定

放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ, Na I シンチレーションサーベイ・メータ,  $\beta$ 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）及び小型船舶を重大事故等対処設備と位置づける。

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。

(添付資料 1.17.1)

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設計とする。

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。

- ・モニタリング・ポスト、船舶運搬車、検出器保護カバー、養生シート、リヤカー、放射能観測車、Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、ガスフロー式カウンタ、採取用資機材、遮蔽材

耐震Sクラスではないが、機能が健全である場合には、放射性物質の濃度又は放射線量を測定する手段として有効である。

## 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
- ・可搬型気象観測設備
- ・リヤカー

### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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，可搬型気象観測設備は重大事故等対処設備と位置づける。

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。

(添付資料 1.17.1)

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設計とする。

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。

- ・気象観測設備，リヤカー

耐震Sクラスではないが，機能が健全である場合には，風向，風速その他の気象条件を測定する手段として有効である。

### c. モニタリング・ポストの電源回復の対応手段及び設備

#### (a) 対応手段

全交流動力電源が喪失し，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・ポストの機能を回復させるため，無停電電源装置及び常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から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・ポストの電源回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・無停電電源装置
- ・常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

全交流動力電源が喪失し，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，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を重大事故等対処設備として位置づける。

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。

(添付資料 1.17.1)

以上の重大事故等対処設備により，全交流動力電源が喪失した場合においても，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設計とする。

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。

- ・無停電電源装置

耐震Sクラスではないが，機能が健全である場合には，モニタリング・ポストの電源を回復する手段として有効である。

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。

これらの手順は，放射線管理班及び保修班の対応として「重大事故等対策要領」及び「重大事故等及び大規模損壊発生時における対策要

領」に定める。

(第 1.17.1 表)

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。

(第 1.17.2 表 第 1.17.3 表)

## 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、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は、連続測定にて行う。また、放射性物質の濃度の測定（空气中、水中及び土壌中）及び海上モニタリングの測定は、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るバックグラウンド上昇により、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、必要に応じ、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るバックグラウンド上昇により、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、必要に応

じ、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るバックグラウンド上昇により、可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の測定ができなくなることを避けるため、必要に応じ、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、重大事故等発生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2ヶ月間分保存する。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

重大事故等発生時に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。

重大事故等発生時にモニタリング・ポストの機能が喪失した場合、可搬型モニタリング・ポストによる代替測定を行う。この手順のフローチャートを第1.17.1図に示す。

可搬型モニタリング・ポストは、放射線量を連続測定し、測定結果は、可搬型モニタリング・ポスト内で電磁的に記録し、7日間分以上保存する設計とする。

代替測定に使用する可搬型モニタリング・ポストは、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4台設置する。ま

た、放射線量の測定に使用する可搬型モニタリング・ポストは、発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に5台、緊急時対策所付近に1台設置する。可搬型モニタリング・ポストの設置場所等を第1.17.2図に示す。

ただし、地震・火災等により第1.17.2図に示す設置場所に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リヤカー等で運搬できる範囲において原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する。

#### a. 手順着手の判断基準

##### (a) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定

重大事故等発生後、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

##### (b) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定

原子力災害対策特別措置法第10条に基づき通報する事象<sup>\*</sup>（以下「原子力災害対策特別措置法第10条特定事象」という。）が発生したと判断した場合

<sup>\*</sup>「原子力災害対策特別措置法施行令第4条第4号のすべての項目」及び「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第7条第1号表イのすべての項目」

#### 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第1.17.3図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班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。
- ② 放射線管理班は、移動ルートの被災状況を考慮し、可搬型モニタリング・ポストの設置位置を決定するとともに、緊急時対策所に保管している可搬型モニタリング・ポスト本体、外部バッテリー、衛星携帯アンテナ部等を、設置場所までリヤカー等で運搬・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。なお、可搬型モニタリング・ポストを設置する際は、後述する「(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」として、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する。
- ③ 放射線管理班は、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（電子メモリ内の測定データは記録装置の電源が切れた場合でも失われない設計とする。）。
- ④ 放射線管理班は、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。

#### c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班2名にて実施し、連続して放射線量の代替測定用及び測定用10台設置した場合の所要時間は、作業開始を判断してから約475分で可能である。なお、モニタリング・ポストの代替測定（4台）並びに発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の測定（5台）及び緊急時対策所付近の測定（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200分、



発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の測定及び緊急時対策所付近の測定は約 250 分で可能である。また、外部バッテリーは連続 6 日以上使用可能な設計とし、可搬型モニタリング・ポスト 10 台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 310 分で可能である。

リヤカー等で第 1.17.2 図に示す設置場所に可搬型モニタリング・ポストを運搬できない場合でも、アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部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、通常時は予備機置場に保管しており、重大事故等発生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)可搬型放射能測定装置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

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第 1.17.4 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班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 放射線管理班は、移動ルート上の被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、放射能観測車により試料の採取場所まで移動し、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。
- ③ 放射線管理班は、ダストモニタによりダスト濃度、よう素測定装置によりよう素濃度を監視・測定する。
- ④ 放射線管理班は、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、放射線管理班 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 110 分で可能である。

試料の採取場所は、移動ルート上の放射能観測車で移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

#### (4) 可搬型放射能測定装置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、可搬型放射能測定装置（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、β線サーベイ・メータ及びZnS 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第 1.17.1 図に示す。また、可搬型放射能測定装置の保管場所を第 1.17.6 図に示す。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、以下のいずれかに該当した場合

- ・放射能観測車の走行可否を確認し、放射能観測車の走行機能が喪失したと判断した場合

- ・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、ダストモニタ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

可搬型放射能測定装置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第 1.17.5 図に示す。

① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。

② 放射線管理班は、緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（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、β線サーベイ・メータ及び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 放射線管理班は、アクセスルート上の被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、可搬型放射能測定装置（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、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）を、試料の採取場所までリヤカー等で運搬し、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 放射線管理班は、NaIシンチレーションサーベイ・メータにてγ線（よう素濃度）、β線サーベイ・メータにてβ線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにてα線を監視・測定する。
- ⑤ 放射線管理班は、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、放射線管理班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110分で可能である。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

- (5) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定  
重大事故等発生時に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、可搬型放射能測定装置等により、放射性物質の濃度（空气中、水中及び土壌中）及び放射線量の測定を行う。可搬型放射能測定装置等により、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. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等発生時に空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合、可搬型放射能測定装置等により空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。可搬型放射能測定装置等の保管場所を第 1.17.5 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、排気筒モニタ等の指示値の有意な変動の確認により、発電用原子炉施設から大気中に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

可搬型放射能測定装置による空気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第 1.17.6 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 放射線管理班は、緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（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、β線サーベイ・メータ及び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 放射線管理班は、アクセスルート<sup>1</sup>の被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、可搬型放射能測定装置（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、β線

サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)を、試料の採取場所までリヤカー等で運搬し、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 放射線管理班は、NaIシンチレーションサーベイ・メータにてよう素濃度、β線サーベイ・メータにてβ線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにてα線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGeγ線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。
- ⑤ 放射線管理班は、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、放射線管理班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110分で可能である。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

b. 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等発生時に水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合、可搬型放射能測定装置等により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。海水試料採取場所等を第1.17.5図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後，以下のいずれかに該当した場合

- ・ 液体廃棄物処理系出口モニタ等の指示値の有意な変動を確認した場合
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を開始する場合

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置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第 1.17.8 図に示す。

- ① 災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班に水中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 放射線管理班は，緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及び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 放射線管理班は，アクセスルートの被災状況を考慮し，試料の採取場所を決定するとともに，可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）及び採取用資機材を，試料の採取場所までリヤカー等で運搬し，採取用資機材を用いて試料を採取する。
- ④ 放射線管理班は，NaIシンチレーションサーベイ・メータにてγ

線，β線サーベイ・メータにてβ線，ZnSシンチレーションサーベイ・メータにてα線を監視・測定する。また，自主対策設備であるGeγ線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば，不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い，測定する。

- ⑤ 放射線管理班は，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，放射線管理班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110分で可能である。

試料の採取場所は，アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において決定する。また，円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

c. 可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等発生時に土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合，可搬型放射能測定装置等により土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う。可搬型放射能測定装置等の保管場所を第1.17.5図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

「(5) 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 a. 可搬型放射能測定装置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



(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置による土壌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第 1.17.9 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に土壌中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 放射線管理班は、緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及び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 放射線管理班は、アクセスルート<sup>1</sup>の被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）及び採取用資機材を、試料の採取場所までリヤカー等で運搬し、採取用資機材を用いて試料を採取する。
- ④ 放射線管理班は、NaIシンチレーションサーベイ・メータにてγ線、β線サーベイ・メータにてβ線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにてα線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGeγ線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。
- ⑤ 放射線管理班は、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、放射線管理班 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 100 分で可能である。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部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

重大事故等発生時に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、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータ等により空气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。可搬型放射能測定装置等（小型船舶除く）の保管場所を第 1.17.5 図に示す。また、小型船舶の保管場所及び移動ルートを第 1.17.10 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、「(5)可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 b. 可搬型放射能測定装置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

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち、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第 1.17.11 図に示す。

① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に

海上モニタリングの開始を指示する。

- ② 放射線管理班は、緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、Na Iシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）及び電離箱サーベイ・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 放射線管理班は、可搬型設備保管場所に保管している小型船舶を船舶運搬車両に連結又は車載し、移動ルートを通り東海港物揚場へ移動して船舶を吊り降ろし係留する。
- ④ 放射線管理班は、可搬型放射能測定装置等を小型船舶に積載し、小型船舶にて沿岸に移動し、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 放射線管理班は、下船後、β線サーベイ・メータにてダスト濃度を、Na Iシンチレーションサーベイ・メータにて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・メータにてα線、β線サーベイ・メータにてβ線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGeγ線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。
- ⑥ 放射線管理班は、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、船舶の吊り降ろしまでを放射線管理班 4 名、その後の作業を放射線管理班 2 名にて実施し、小型船舶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 280 分で可能である。

船舶運搬車両で第 1.17.10 図に示す吊り降ろし場所に小型船舶を運搬できない場合でも、船舶運搬車両で移動できる範囲において吊り降ろし場所を決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

重大事故等発生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。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、モニタリング・ポストの指示値が重大事故等発生前と比べて有意に上昇した状態で安定していることを確認した場合

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第 1.17.12 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、保修班に検出器保護カバーの交換を指示する。
- ② 保修班は、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 保修班は、電離箱サーベイ・メータ等によりモニタリング・ポスト周

辺の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，保修班 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 185 分で可能である。また，円滑に作業ができるよう，災害対策本部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

重大事故等発生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，予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，電離箱サーベイ・メータ等により可搬型モニタリング・ポスト周辺の汚染を確認した場合，除草，周辺の土壌撤去等により，バックグラウンドの低減を行う。

a. 手順着手の判断基準

可搬型モニタリング・ポストの指示値が，重大事故等発生前のモニタリング・ポストの指示値と比べて有意に上昇した状態で安定していることを確認した場合

## 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第 1.17.13 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に養生シートの交換を指示する。
- ② 放射線管理班は、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 放射線管理班は、電離箱サーベイ・メータ等により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、放射線管理員 2 名にて実施し、可搬型モニタリング・ポスト 10 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 300 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう、災害対策本部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

事故後の周辺汚染により可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の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ための手順を整備する。

可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の測定を行う際は、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲むことによりバックグラウンドレベルを低減させる。

なお、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲んだ場合でも測定ができなく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

モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの指示値を確認し、可搬型放射能測定装置を使用する場所で、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第 1.17.14 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に可搬型放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する場合は、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むよう指示する。
- ② 放射線管理班は、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲み、放射性物質の濃度を測定する。
- ③ 放射線管理班は、②の対策でも測定できなく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。

#### c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理員 2 名にて実施し、遮蔽材で囲む作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 30 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう、災害対策本部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、自治体、その他関係機関と連携して策定されるモニタリング計画に従い、資機材の確保、要員の動員及び放出源情報の提供とともにモニタリングに係る適切な連携体制を構築する。

また、原子力災害が発生した場合には他の原子力事業者との協力体制に基づき原子力事業者間協力協定により、環境放射線モニタリング等への支援、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。

重大事故等発生時には、気象観測設備及び可搬型気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定を、連続測定にて行う。

(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、重大事故等発生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、測定結果は記録用紙に記録し、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い。

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



観測設備による気象観測項目の代替測定」を行う。

(2) 可搬型気象観測設備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、可搬型気象観測設備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第 1.17.1 図に示す。

可搬型気象観測設備の設置場所は、計測データの連続性を考慮し、気象観測設備に隣接した位置とする。可搬型気象観測設備の設置場所を第 1.17.15 図に示す。

ただし、地震・火災等により第 1.17.15 図に示す設置場所に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リヤカー等で運搬できる範囲において設置場所を変更する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、緊急時対策所で気象観測設備の指示値及び警報表示を確認し、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

可搬型気象観測設備による風向・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第 1.17.16 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定の開始を指示する。

- ② 放射線管理班は、アクセスルートの被災状況を考慮し、可搬型気象観測設備の設置場所を決定するとともに、緊急時対策所に保管してある可搬型気象観測設備を配置場所までリヤカー等により運搬・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 放射線管理班は、可搬型気象観測設備の測定結果を記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する（電子メモリ内の測定データは記録装置の電源が切れた場合でも失われない設計とする。）。
- ④ 放射線管理班は、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。

#### c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 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 100 分で可能である。また、外部バッテリーは連続 2 日間以上使用可能な設計とし、可搬型気象観測設備 1 台の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 70 分で可能である。

リヤカー等で第 1. 17. 15 図に示す設置場所までの運搬ができない場合でも、アクセスルート上のリヤカー等で運搬できる範囲に運搬・設置する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

#### 1. 17. 2. 3 モニタリング・ポストの電源を代替電源から給電する手順

全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりモニタリング・ポストへ給電する。無停電電源装置は、

全交流動力電源喪失時に約 12 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。無停電電源装置は、代替電源設備からの給電が開始されれば給電元が自動で切り替わるため、手順不要である。

モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態から、代替電源設備により給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

代替電源設備からの給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	自主対策設備	手順書
—	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	重大事故等対策要領
		リヤカー	自主対策設備	
—	空気中の放射性物質の濃度の測定	放射能観測車	自主対策設備	非常時対応手順書
放射能観測車 (空気中の放射性物質の濃度の測定)	空気中の放射性物質の濃度の代替測定(放射能観測車の代替測定)	可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：NaIシンチレーションサーベイ・メータ β線サーベイ・メータ ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		リヤカー 採取用資機材	自主対策設備	
—	風向，風速その他の気象条件の測定	気象観測設備	自主対策設備	—
気象観測設備 (風向，風速その他の気象条件の測定)	風向，風速その他の気象条件の代替測定(気象観測設備の代替測定)	可搬型気象観測設備	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		リヤカー	自主対策設備	
—	放射線量の測定	可搬型モニタリング・ポスト	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		リヤカー	自主対策設備	
	放射性物質の濃度の測定 (空气中，水中及び土壤中)	可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：β線サーベイ・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	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		Geγ線多重波高分析装置 ガスフロー式カウンタ リヤカー 採取用資機材	自主対策設備	
海上モニタリング	小型船舶 電離箱サーベイ・メータ 可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：β線サーベイ・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	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領	
		船舶運搬車 採取用資機材		自主対策設備

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
	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	自主対策設備	重大事故等及び大規模損壊発生時における対策要領
	モニタリング・ポストの代替電源設備からの給電	常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 重大事故等対策要領

※1：手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.17.2 表 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 (1/4)

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	$10^1 \sim 10^8$ (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	放射線量 の代替測 定	判断 基準	放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
		操作	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト	BG $\sim 10^9$ (nGy/h)
	放射線量 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	BG $\sim 10^9$ (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 ・ダストモニタ ・よう素測定装置	$0 \sim 10^5$ (S <sup>-1</sup> ) $0 \sim 10^5$ (S <sup>-1</sup> )	
(4) 可搬型放射能測定 装置による放射性物 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 ・ダストモニタ ・よう素測定装置	$0 \sim 10^5$ (S <sup>-1</sup> ) $0 \sim 10^5$ (S <sup>-1</sup> )	
	操作	放射性物質の 濃度	可搬型放射能測定装置 ・NaIシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	BG $\sim 30$ (μGy/h) $0 \sim 99.9k$ (min <sup>-1</sup> ) $0 \sim 99.9k$ (min <sup>-1</sup> )	

監視計器一覧 (2/4)

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) 可搬型放射能測定装置による放射性物質濃度及び放射線量の測定	a. 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	[シンチレーション] $10^{-1} \sim 10^6$ (cps) [電離箱] $10^{-2} \sim 10^4$ (mSv/h)	
			放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)	
		可搬型モニタリング・ポスト		B. G. $\sim 10^9$ (nGy/h)		
		操作	放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ $\beta$ 線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ		B. G. $\sim 30$ ( $\mu$ Gy/h) $0 \sim 99.9k$ ( $min^{-1}$ ) $0 \sim 99.9k$ ( $min^{-1}$ )
		b. 水中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	液体廃棄物処理系出口モニタ	$10^{-1} \sim 10^6$ (cps)
	放射線量			可搬型モニタリング・ポスト	B. G. $\sim 10^9$ (nGy/h)	
	操作		放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ $\beta$ 線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ		B. G. $\sim 30$ ( $\mu$ Gy/h) $0 \sim 99.9k$ ( $min^{-1}$ ) $0 \sim 99.9k$ ( $min^{-1}$ )
	c. 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	[シンチレーション] $10^{-1} \sim 10^6$ (cps) [電離箱] $10^{-2} \sim 10^4$ (mSv/h)	
			放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)	
				可搬型モニタリング・ポスト	B. G. $\sim 10^9$ (nGy/h)	
操作		放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ $\beta$ 線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ		B. G. $\sim 30$ ( $\mu$ Gy/h) $0 \sim 99.9k$ ( $min^{-1}$ ) $0 \sim 99.9k$ ( $min^{-1}$ )	
d. 海上モニタリング	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	[シンチレーション] $10^{-1} \sim 10^6$ (cps) [電離箱] $10^{-2} \sim 10^4$ (mSv/h)		
		放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)		
			可搬型モニタリング・ポスト	B. G. $\sim 10^9$ (nGy/h)		
	操作	放射線量	電離箱サーベイ・メータ		$10^{-3} \sim 10^3$ (mSv/h)	
			放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ $\beta$ 線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ		B. G. $\sim 30$ ( $\mu$ Gy/h) $0 \sim 99.9k$ ( $min^{-1}$ ) $0 \sim 99.9k$ ( $min^{-1}$ )

監視計器一覧 (3/4)

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の低減対策	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
	操作	放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
(7) 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策	判断基準	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
	操作	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト	BG $\sim 10^9$ (nGy/h)
(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドの低減対策	判断基準	放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ $\beta$ 線サーベイ・メータ ・ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ	B.G. $\sim 30$ ( $\mu$ Gy/h) 0 $\sim 99.9$ k ( $\text{min}^{-1}$ ) 0 $\sim 99.9$ k ( $\text{min}^{-1}$ )
	操作	放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ $\beta$ 線サーベイ・メータ ・ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ	B.G. $\sim 30$ ( $\mu$ Gy/h) 0 $\sim 99.9$ k ( $\text{min}^{-1}$ ) 0 $\sim 99.9$ k ( $\text{min}^{-1}$ )

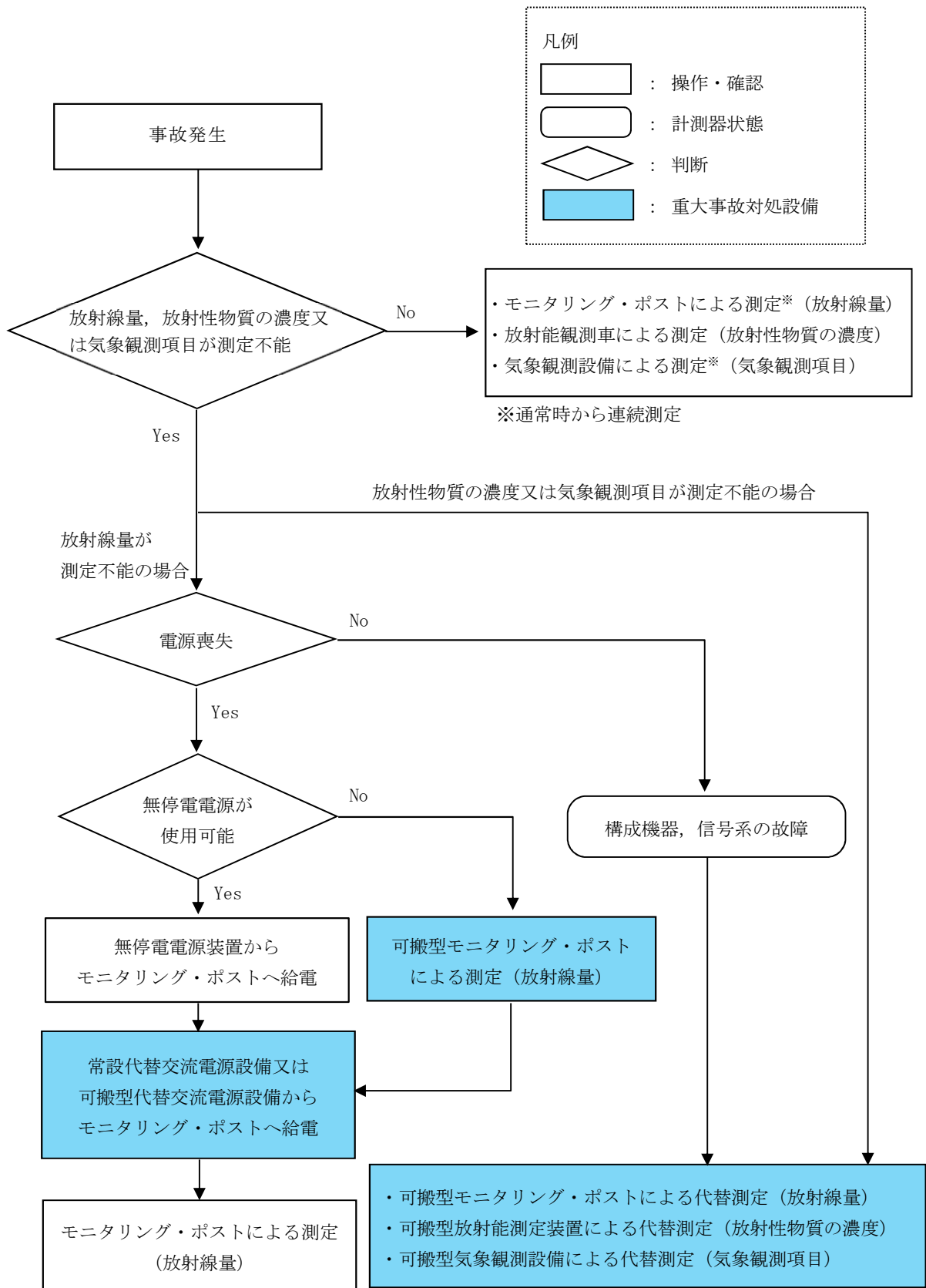
監視計器一覧 (4/4)

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)	
1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手段等				
(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 ・ 風速 ・ 日射量 ・ 放射収支量 ・ 雨量	16 (方位) 0 $\sim 30$ (m/s) 0 $\sim 1.2$ (kW/m <sup>2</sup> ) -0.25 $\sim 0.05$ (kW/m <sup>2</sup> ) 0 $\sim 49.5$ (mm)
(2) 可搬型気象観測設備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 ・ 風速 ・ 日射量 ・ 放射収支量 ・ 雨量	16 (方位) 0 $\sim 30$ (m/s) 0 $\sim 1.2$ (kW/m <sup>2</sup> ) -0.25 $\sim 0.05$ (kW/m <sup>2</sup> ) 0 $\sim 49.5$ (mm)
	操作	風向・風速 その他の気象条件	可搬型気象観測設備 ・ 風向 ・ 風速 ・ 日射量 ・ 放射収支量 ・ 雨量	16 (方位) 0 $\sim 60$ (m/s) 0 $\sim 2.00$ (kW/m <sup>2</sup> ) -0.250 $\sim 1.25$ (kW/m <sup>2</sup> ) 0 $\sim 100$ (mm)

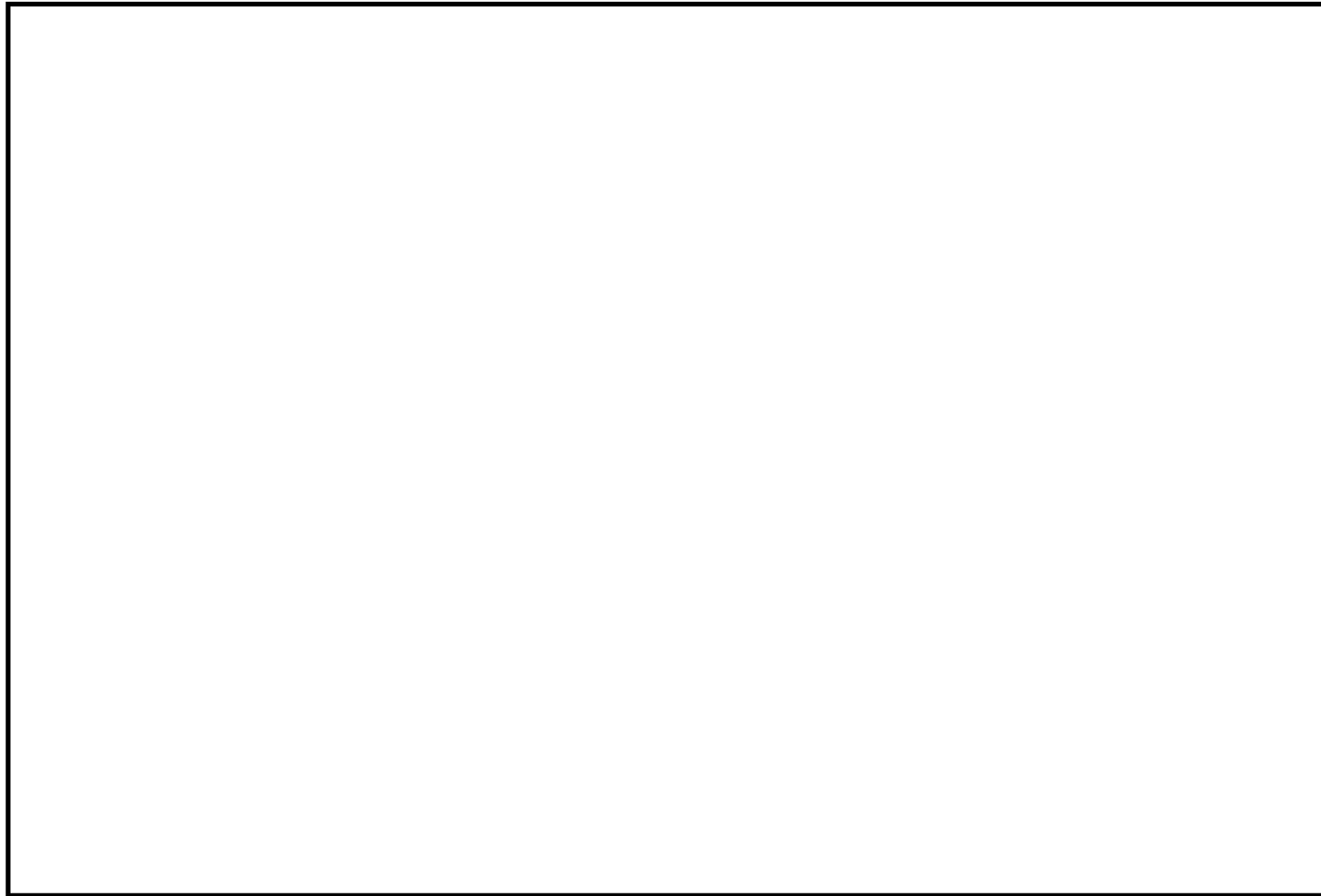


第 1.17.3 表 審査基準における要求事項毎の給電対策設備

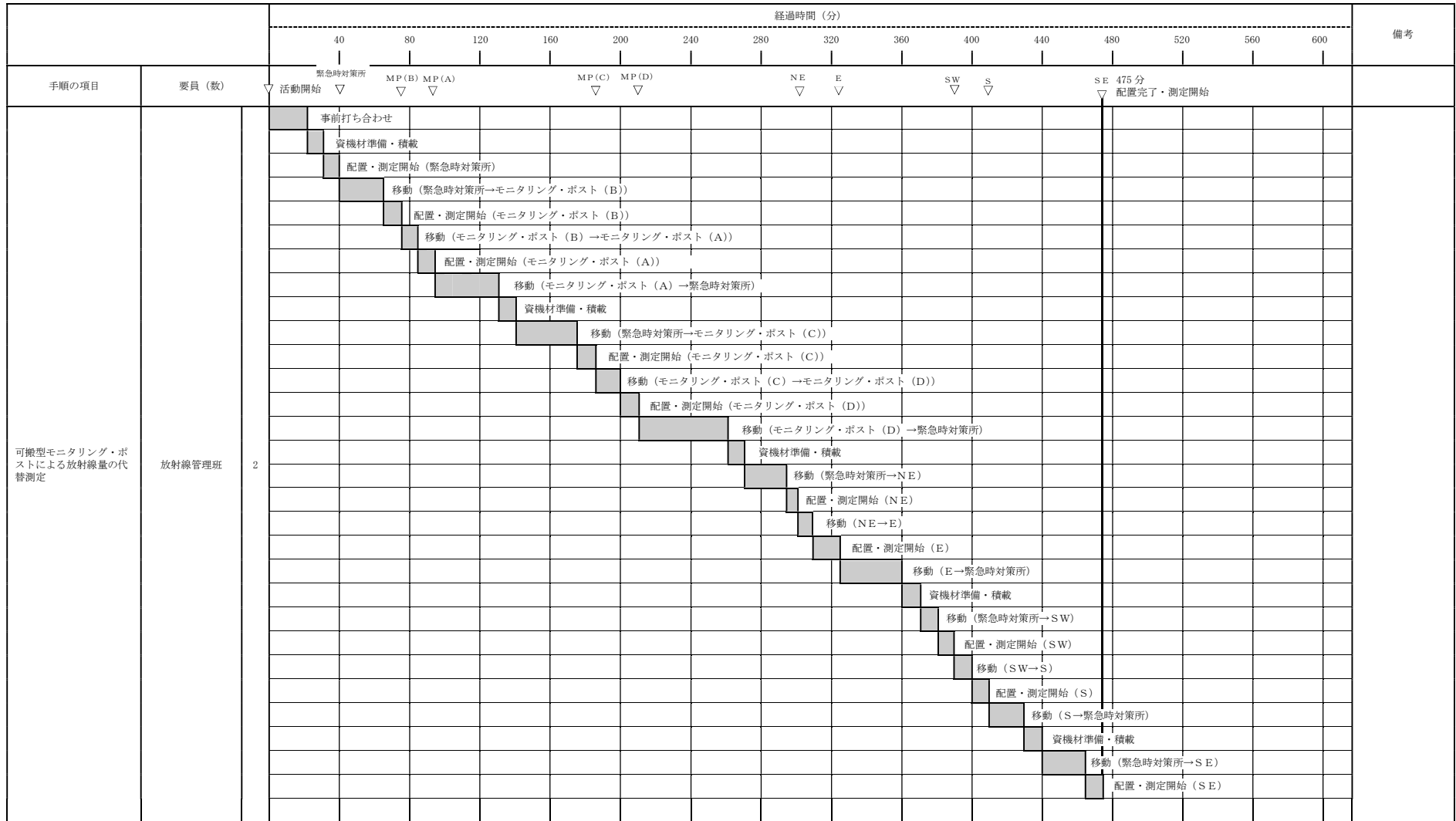
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.17】監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備



第 1. 17. 1 図 放射性物質の濃度, 放射線量及び気象観測項目の  
代替測定フローチャート



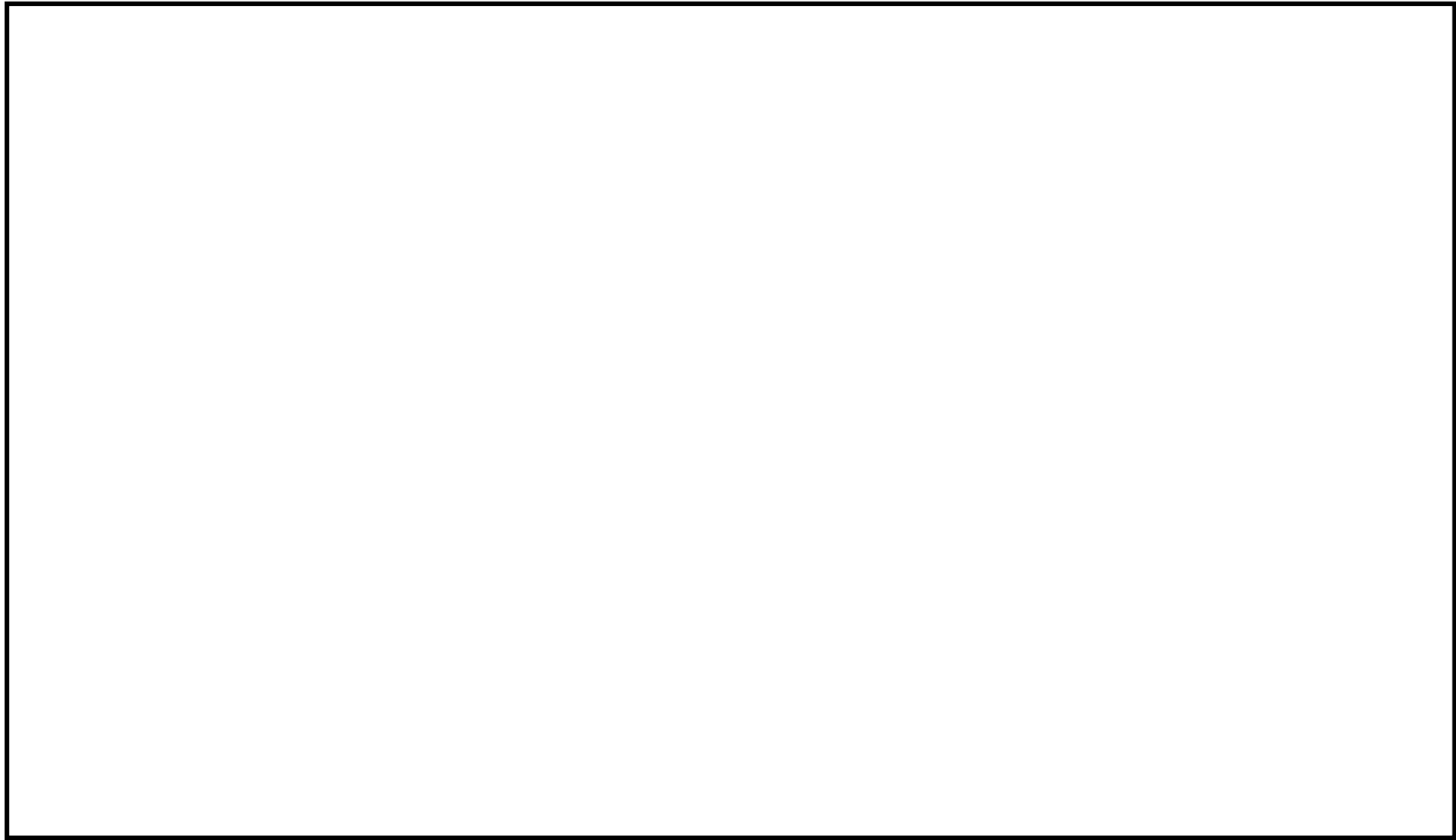
第 1. 17. 2 図 可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所



第 1.17.3 図 可搬型モニタリング・ポスト設置・測定のタイムチャート

		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)	▽ 活動開始												110分 測定完了	
放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班 2	事前打ち合わせ													
		移動 (緊急時対策所→予備機保管場所)													
		放射能観測車出動準備													
		測定ポイントへ移動													
		試料採取													
		試料測定													
		次の測定ポイントへ移動													

第 1.17.4 図 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タイムチャート



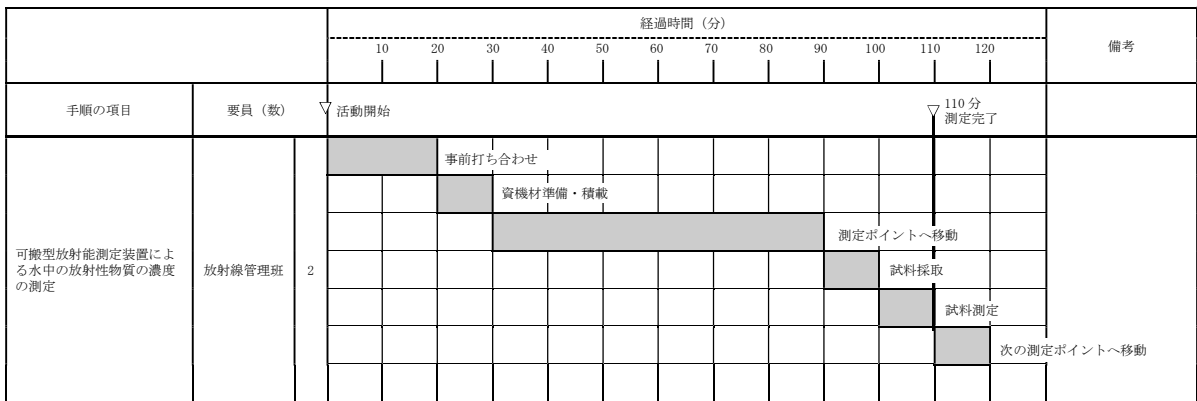
第 1.17.5 図 可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ等の保管場所及び海水試料採取場所

		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)	活動開始											110分 測定完了	
可搬型放射能測定装置による 空気中の放射性物質の濃 度の代替測定	放射線管理班	2	事前打ち合わせ											
			資機材準備・積載											
			測定ポイントへ移動											
			試料採取											
			試料測定											
			次の測定ポイントへ移動											

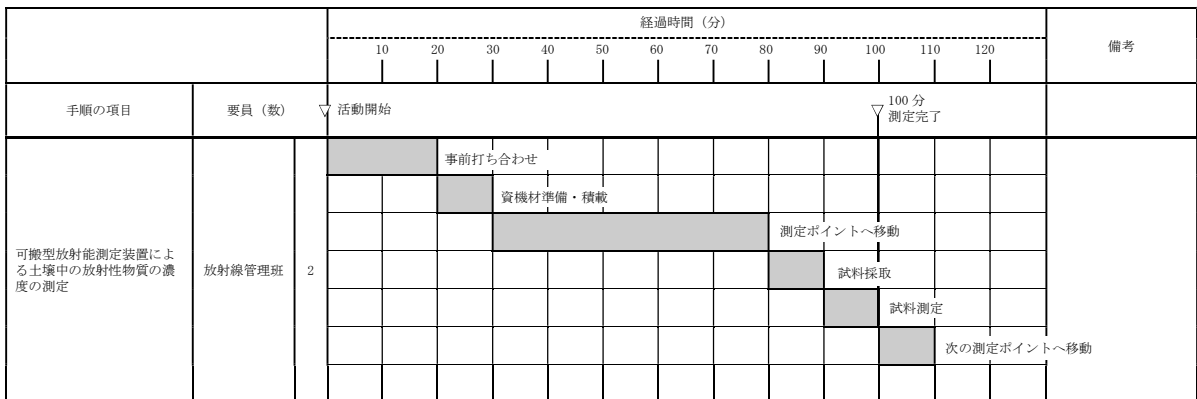
第 1.17.6 図 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替  
測定のタイムチャート

		経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	要員 (数)	活動開始											110分 測定完了	
可搬型放射能測定装置による 空気中の放射性物質の濃 度の測定	放射線管理班	2	事前打ち合わせ											
			資機材準備・積載											
			測定ポイントへ移動											
			試料採取											
			試料測定											
			次の測定ポイントへ移動											

第 1.17.7 図 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定  
のタイムチャート

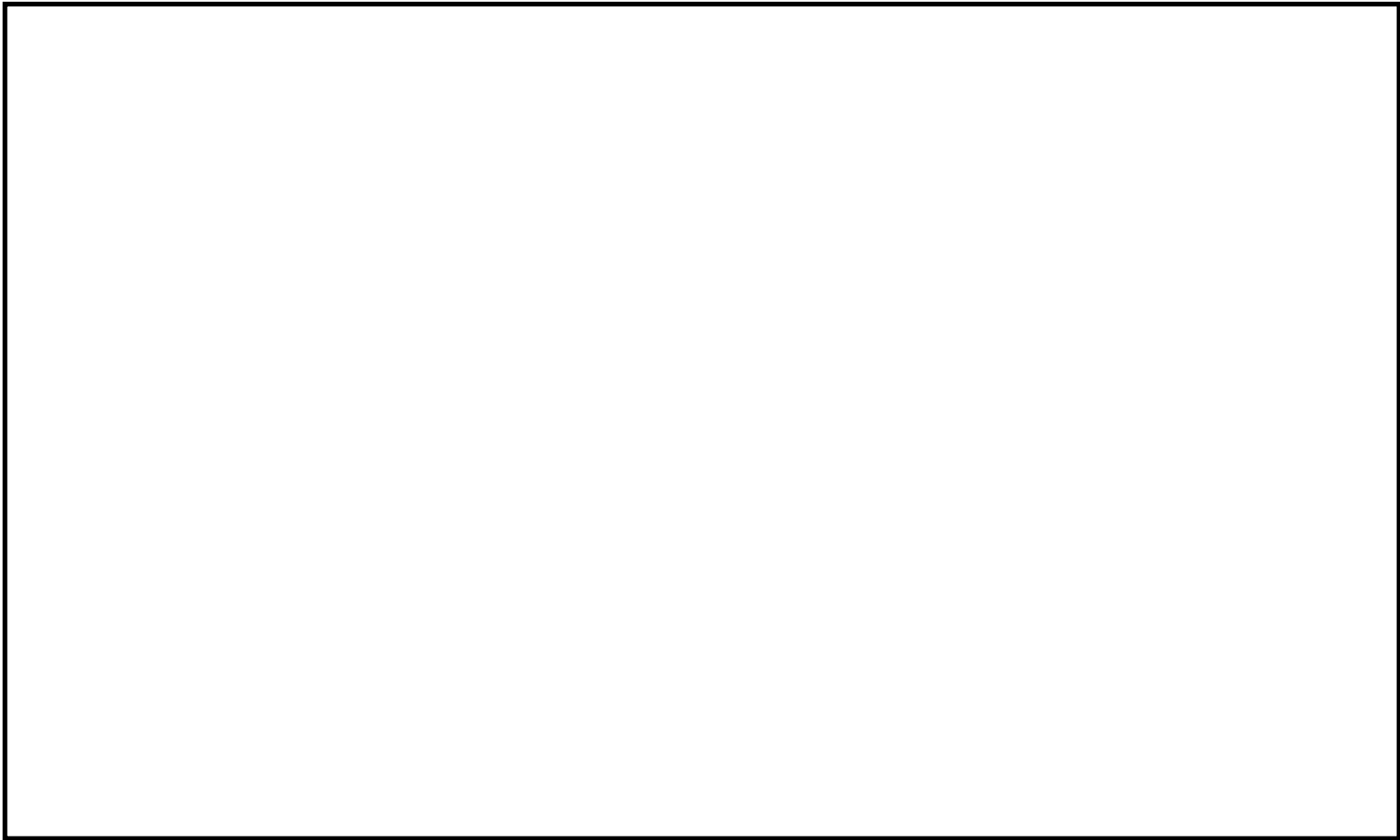


第1.17.8図 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

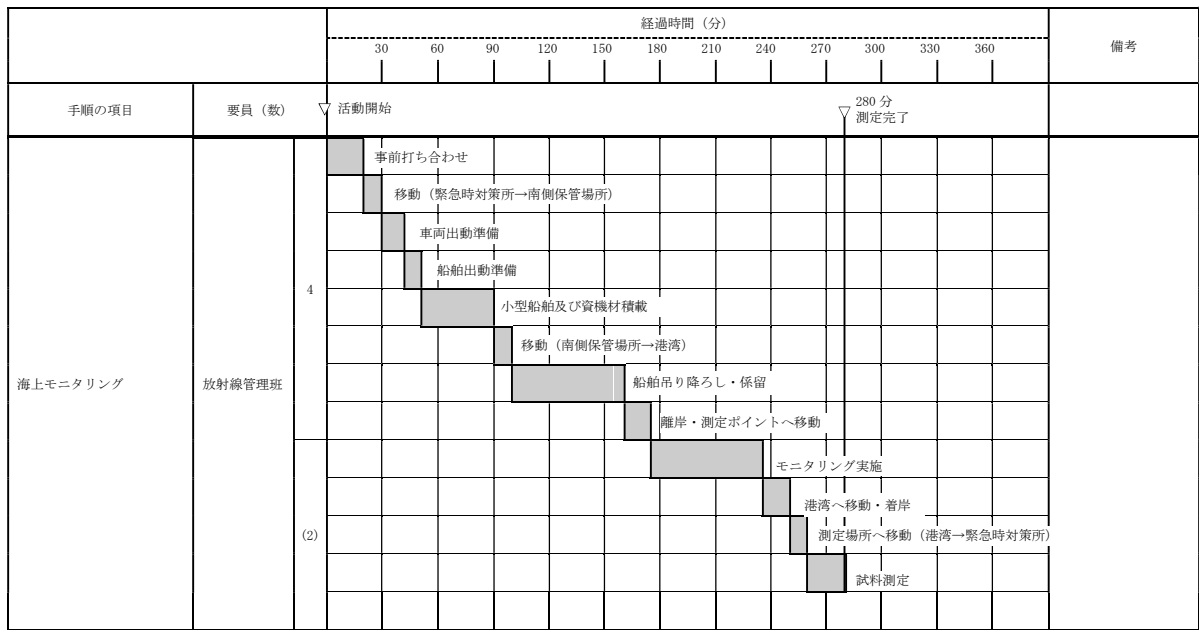


第1.17.9図 可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

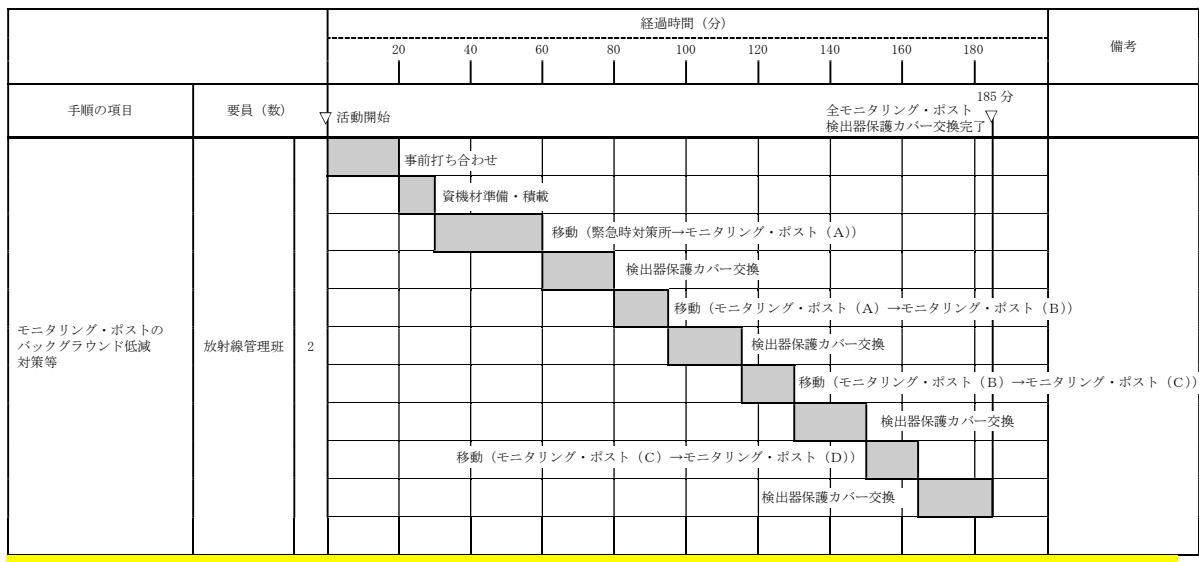




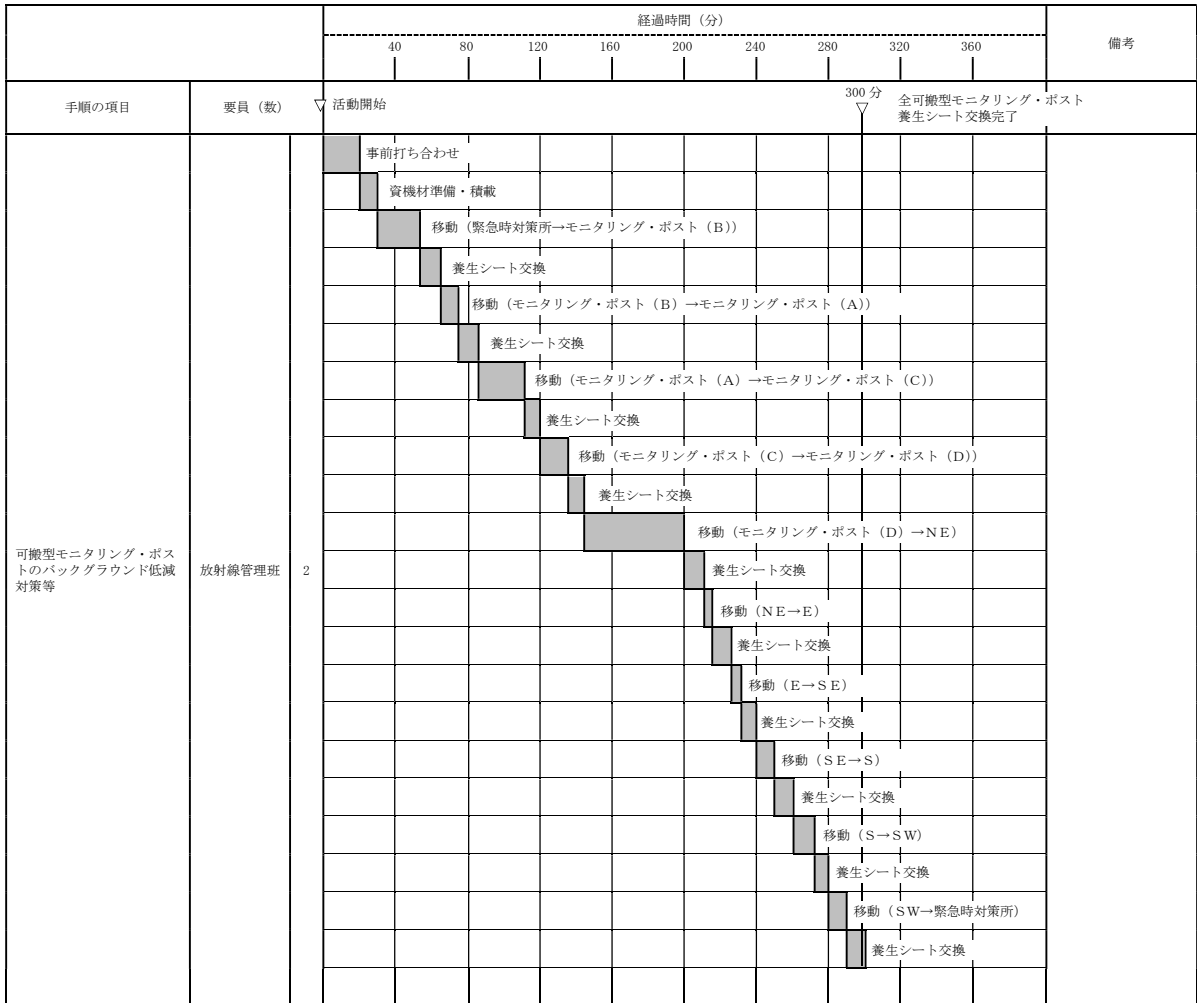
第 1.17.10 図 小型船舶の保管場所及び移動ルート



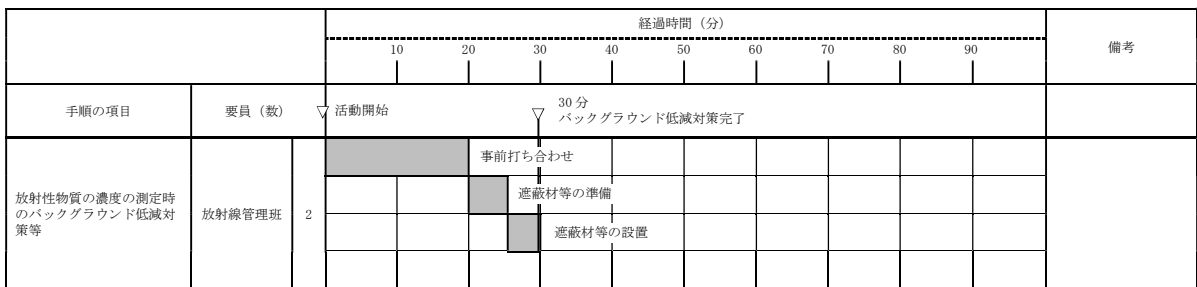
第 1.17.11 図 海上モニタリングのタイムチャート



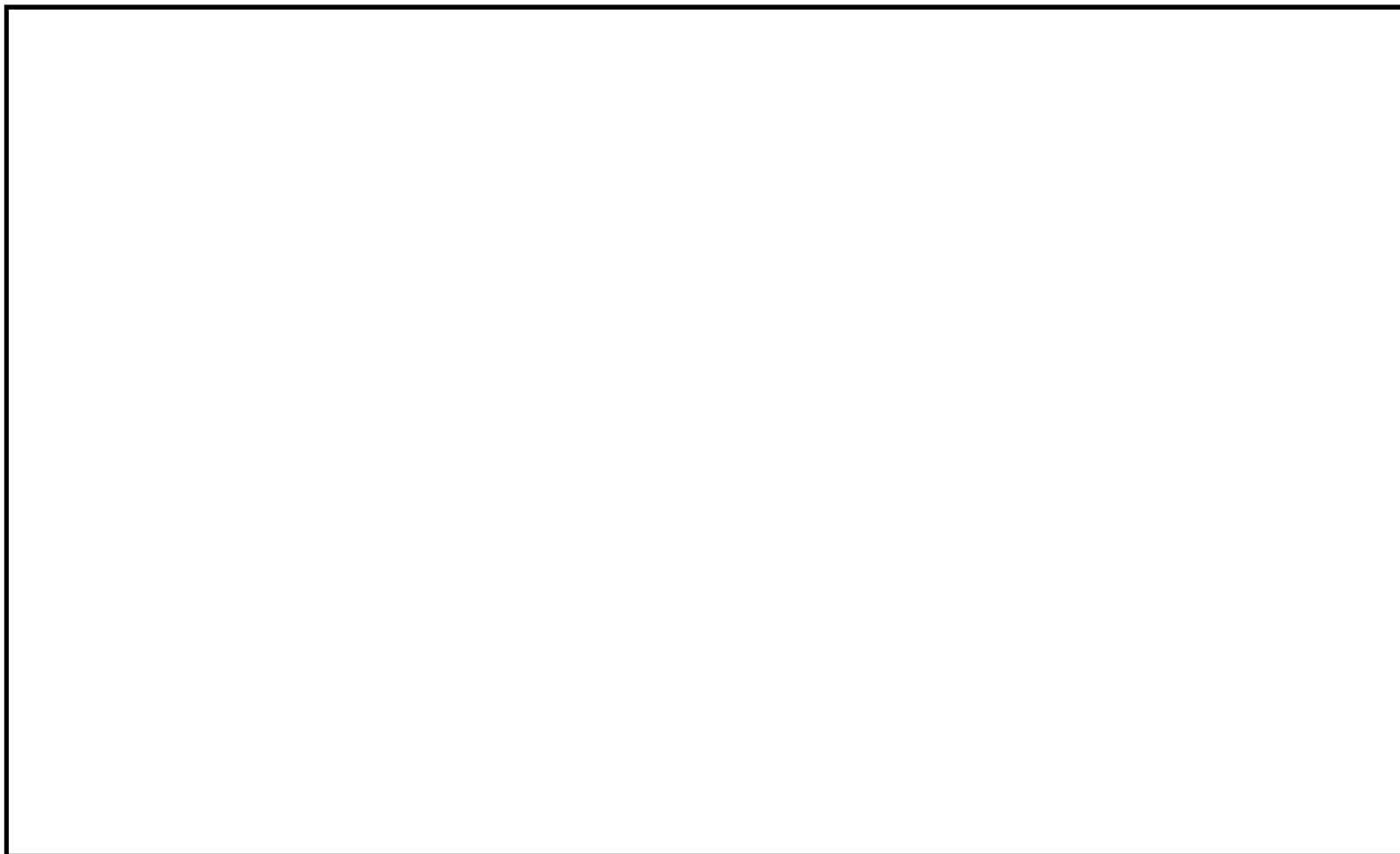
第 1.17.12 図 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17.13 図 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



第 1.17.14 図 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



第 1.17.15 図 可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

		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)	▽ 活動開始												▽ 100分 配置完了, 測定開始	
可搬型気象観測設備による 代替測定	放射線管理班 2	事前打ち合わせ													
		資機材準備・積載													
		移動 (緊急時対策所→気象観測設備設置場所)													
		配置・測定開始													

第 1.17.16 図 可搬型気象観測設備による代替測定のタイムチャート

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
<p><b>【本文】</b></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>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><b>【解釈】</b></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>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>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>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>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

設置許可基準規則 (60 条)	技術基準規則 (75 条)	番号
<p><b>【本文】</b></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><b>【本文】</b></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><b>【解釈】</b></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><b>【解釈】</b></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) 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（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放射能観測車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放射能観測車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) 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

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	—	自主対策とする 理由は本文参照		
放射能観測車 の代替測定	可搬型ダスト・よう 素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	空気中放射 性の濃度の 測定	放射能観測車	可搬	110分	2名	自主対策とする 理由は本文参照		
	NaIシンチレーシ ョンサーベイ・メータ	新設									
	β線サーベイ・メータ	新設									
	ZnSシンチレーシ ョンサーベイ・メータ	新設									
気象観測設備 の代替測定	可搬型気象観測設備	新設	② ⑧	風向，風速 その他の気象 条件の測定	気象観測設備	常設	自動で作動	—	自主対策とする 理由は本文参照		
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	—	—	—	—	—	—		
放射線物質の濃度（空 気中，水中，土壌）及 び海上モニタリング	可搬型ダスト・よう 素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨	放射性物質の濃度の 測定	Ge半導体式検 出 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		
	NaIシンチレーシ ョンサーベイ・メータ	新設			ガスフロー式検 出 装置	常設					
	β線サーベイ・メータ	新設			—	—	—	—	—	—	—
	ZnSシンチレーシ ョンサーベイ・メータ	新設			—	—	—	—	—	—	—
	小型船舶	新設			—	—	—	—	—	—	—
	電離箱サーベイ・メータ	新設			—	—	—	—	—	—	—
低減対策 バック ラウンド	検出器保護カバー	—	① ⑥	—	—	—	—	—	—		
	養生シート	—									
	遮蔽材	—									
電源からの給電 モニタリング・ ポストの代替電	常設代替交流電源設 備	既設	① ④ ⑦ ⑩	モニタリング・ ポストの無停電 電源	無停電電源装置	常設	自動で作動	—	自主対策とする 理由は本文参照		
	可搬型代替交流電源 設備	既設									
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 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周辺監視区域協会のモニタリングは、以下の手順で行う。

## 1. 放射線量の測定

- (1) 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4台の稼働状況を確認する。
- (2) 可搬型モニタリング・ポストを緊急時対策所付近に1台設置する。
- (3) モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、リヤカー等により可搬型モニタリング・ポストをモニタリング・ポストに隣接する場所に運搬・設置し、放射線量の監視を行う。なお、現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する場合がある。
- (4) 可搬型モニタリング・ポストを発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に5台設置し、放射線量の監視強化を行う。なお、現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置位置を変更する場合がある。

## 2. 空気中の放射性物質の濃度

- (1) 放射能観測車の使用可否を確認する。
- (2) 放射能観測車が使用可能な場合、放射能観測車により発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。
- (3) 放射能観測車が機能喪失により使用不可の場合、可搬型放射能測定装置（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， $\beta$ 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)により，発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。

### 3. 空气中，海水，土壌の放射性物質の濃度及び海上モニタリング

- (1) 大気中に放射性物質が放出されるおそれがある場合，可搬型放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度を測定する。
- (2) 周辺海域に放射性物質が漏えいするおそれがある場合，取水口，放水口等で海水の採取を行い，可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ， $\beta$ 線サーベイ・メータ，ZnSシンチレーションサーベイ・メータ）により水中の放射性物質の濃度を測定する。
- (3) 周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合，可搬型放射能測定装置（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， $\beta$ 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ），電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶により周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度を測定する。なお，海上モニタリングは海洋の状況等を考慮し，安全上の問題がないと判断できた場合に行う。
- (4) 大気中への放射性物質の放出が確認された場合，可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ， $\beta$ 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。

### 4. 気象観測

- (1) 事象進展中の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。
- (2) 気象観測設備が機能喪失した場合は，リヤカー等により可搬型気象観測

設備を気象観測設備に隣接する場所に設置し、気象観測を行う。なお、現場の状況により設置場所を変更する場合がある。

## 5. 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

第1表 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

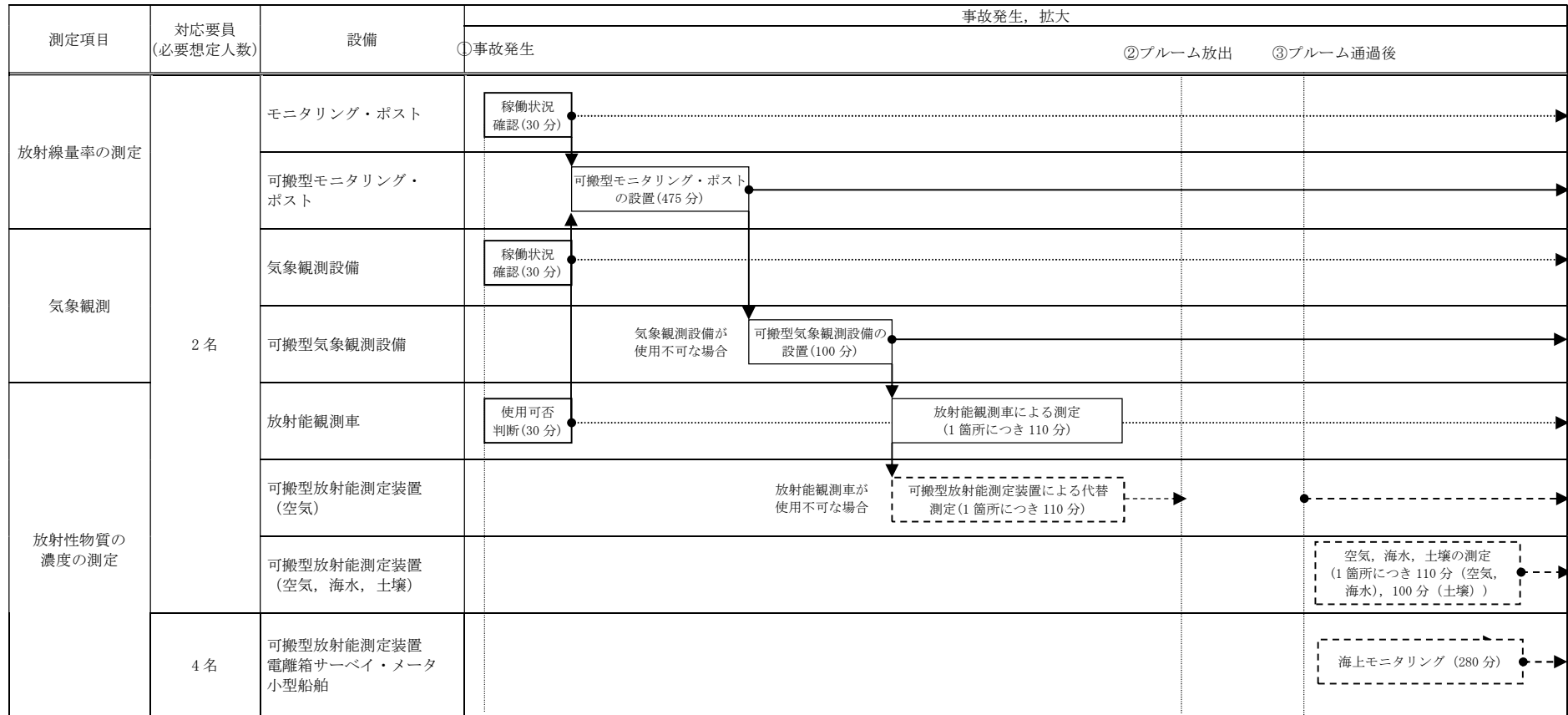
モニタリングの考え方	対応	開始時期の考え方	対応要員* (必要想定人数)
モニタリング・ポストの代替	可搬型モニタリング・ポストの設置及び放射線量の測定	モニタリング・ポストが機能喪失した場合	2名
発電用原子炉周囲（海側を含む。）及び緊急時対策所付近を含む発電用原子炉施設周辺の放射線量監視強化		原子力災害特別措置法第10条特定事象発生と判断した場合	
気象観測設備の代替	可搬型気象観測設備の設置及び気象条件の測定	気象観測設備が機能喪失した場合	
放射能観測車の代替	可搬型放射能測定装置による空気の測定	放射能観測車が機能喪失した場合	
空気のモニタリング	可搬型放射能測定装置による空気の測定	大気中に放射性物質が放出されるおそれがある場合	
水中のモニタリング	可搬型放射能測定装置による海水の測定	周辺海域に放射性物質が漏えいするおそれがある場合	
土壌のモニタリング	可搬型放射能測定装置による土壌の測定	空気のモニタリングにより大気中への放射性物質の放出を確認した場合	
海上モニタリング	小型船舶等による放射線量及び放射性物質の濃度の測定	水中のモニタリングにより周辺海域への放射性物質の漏えいを確認した場合	4名 (船舶吊り降ろしまで) 2名 (船舶吊り降ろし後)

\*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



※稼働状況及び使用可否判断を行った要員は、その後上図に示すと通りの順番に従って作業を行う。

第1図 事故発生からプルーム通過後までの要員の動き

## 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

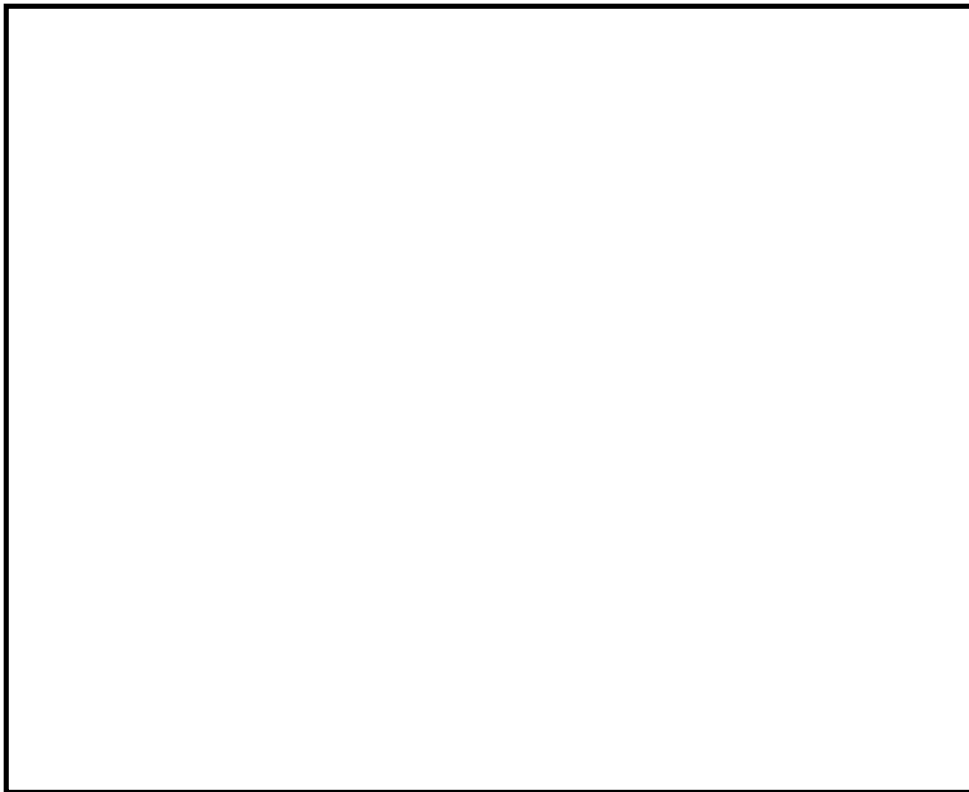
通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室に表示，監視，記録及び保存を行うことができる設計としている。また，緊急時対策所で監視し，そのデータの記録及び保存を行うことができる設計とする。

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，直ちに中央制御室に警報を発信できる設計としており，また緊急時対策所に警報を発信できる設計とする。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第1表に，配置図及び写真を第1図に示す。

第1表 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	警報設定値	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	$10^1 \sim 10^5$ nGy/h	計測範囲内 で可変	1	モニタリング・ポストは 周辺監視区域 境界付近に4箇 所
	電離箱	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ Gy/h	計測範囲内 で可変	1	



第1図 モニタリング・ポストの配置図及び写真

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

- (1) 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 4 台設置する。
- (2) また、発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に 5 台及び緊急時対策所付近に 1 台可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量の監視に万全を期す。
- (3) 可搬型モニタリング・ポストは緊急時対策所（T.P. 約 23m）に保管し、各設置場所までリヤカー等により運搬し、設置、測定を開始する。
- (4) 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 10 分／台

○所要時間：モニタリング・ポストの代替用（4 台）の配置…約 200 分

：発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）5 箇所及び緊急時対策所  
付近への設置…約 250 分

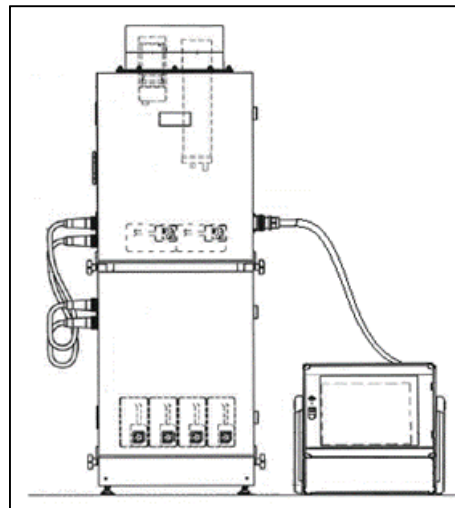
※所要時間は、リヤカーによる可搬型モニタリング・ポストの運搬時間を含む。



(サーベイ車での運搬)

(リヤカーでの運搬)

第1図 可搬型モニタリング・ポストの運搬（例）



第2図 可搬型モニタリング・ポストの外形図

**【設置方法等】**

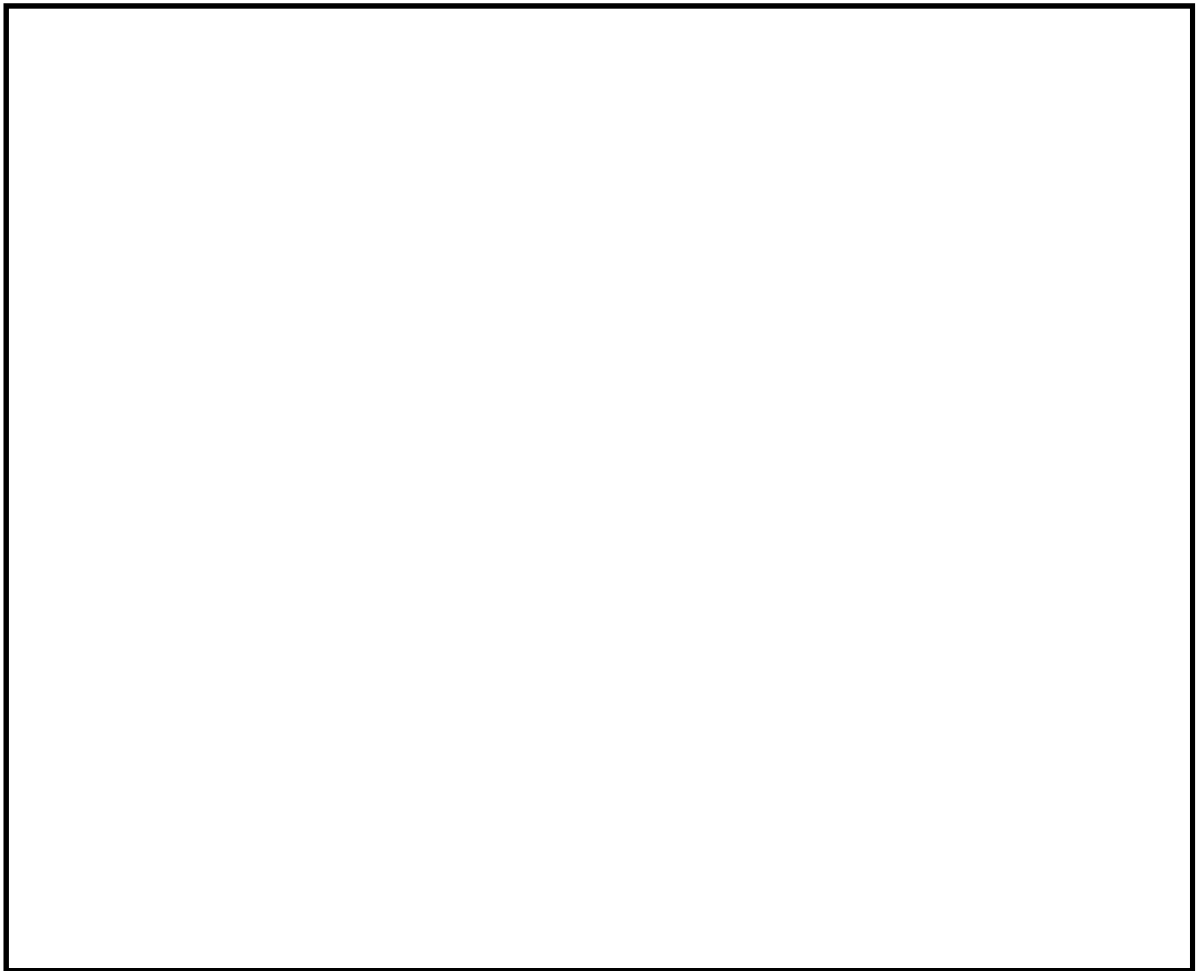
- ・可搬型モニタリング・ポスト本体を組み立てる。
- ・衛星電話のアンテナを南向きに設定する。
- ・可搬型モニタリング・ポスト本体，外部バッテリー部，衛星電話アンテナ部をケーブルにて接続する。



## 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の代替測定用を、また重大事故等が発生した場合の発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の放射線量測定用及び緊急時対策所付近の放射線量測定用の可搬型モニタリング・ポストを配備している。可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所を第1図、計測範囲等を第1表、仕様を第2表、伝送概略図を第2図に示す。

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6日間以上連続で稼働し、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設計とする。また、測定したデータは、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設計とする。



第1図 可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所図

第1表 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等

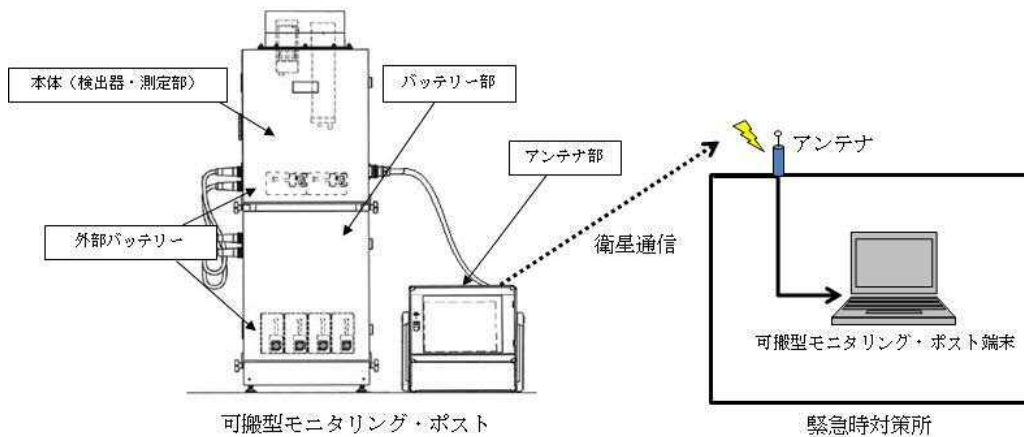
名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	台数
可搬型モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	BG $\sim$ 10 <sup>9</sup> nGy/h <sup>※1</sup>	計測範囲 で可変	10 (予備2)
	半導体			

※1 「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<sup>-1</sup>Gy/h) 等を満足する設計とする。

第2表 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 (6 個) により 6 日間以上連続で稼働可能。 6 日後からは、予備の外部バッテリー (4 個ずつ) 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 6 時間で充電可能
記録	測定値は 7 日分以上電子メモリに記録
伝送	衛星回線により、緊急時対策所にデータ伝送。 なお、本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本体 (測定部) : 約 350 (W) × 240 (D) × 550 (H) mm バッテリー部 : 約 350 (W) × 240 (D) × 505 (H) mm
重量	本体 (検出・測定部) : 約 15kg バッテリー部 : 約 17 kg 外部バッテリー (6 個) : 約 10.5kg アンテナ部 : 約 5kg 外線ケーブル : 約 2kg 合計 : 約 49.5kg

※訓練により運搬・設置作業ができることを確認している。設置に要する時間は、最大約 475 分 (2 名でリヤカーを用いて 10 箇所)



第2図 可搬型モニタリング・ポストの伝送概略図

## 放射能放出率の算出

### 1. 放射能放出率の算出及び妥当性について

重大事故等が発生した場合に、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストにより発電用原子炉施設の周囲の放射線量を測定し、測定結果から放射能放出率を算出する。また、算出するにあたり、可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び計測範囲の妥当性について示す。

### 2. 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

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能放出率を算出するために、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストから得られた放射線量のデータより、以下の(1)、(2)の計算式を用いる。

(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))

(1) 地上高さから放出された場合の測定について

a. 放射性希ガス放出率 (Q) の算出

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \quad (\text{GBq/h})$$

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> : 風下の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<sup>\*2</sup> ( $\mu\text{Gy/h}$ )

(放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s, 実効エネルギー : 1MeV/dis)

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

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \quad (\text{GBq/h})$$

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>  
( $\text{Bq/cm}^3$ )

$\chi_0$  : 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における大気中放射性よう素濃度<sup>\*2</sup> ( $\text{Bq/cm}^3$ )

(at 放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s)

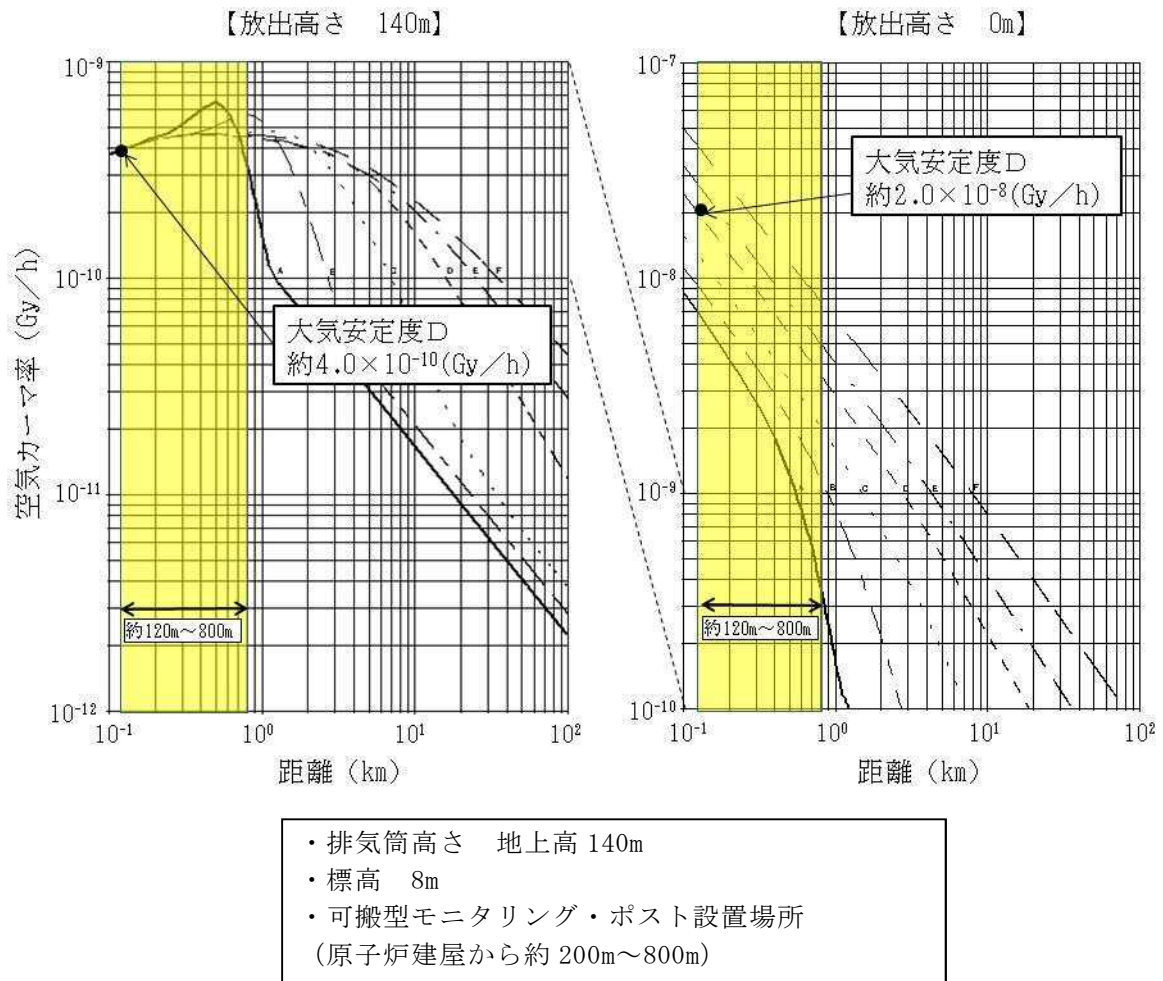
U : 平均風速 (m/s)

\*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/Code 2004-10) を使用。

(2) 排気筒高さ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、プルーム高さと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、地表面に設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。



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/Code 2004-10)

第1図 各大気安定度における地表面での放射性雲からのγ線による空気カーマ率分布図

(3) 放出放射能の算出

<放射能放出率の計算例>

放射性希ガスによる放出放射能率の計算例を以下に示す。

(風速は「1.0m/s」、大気安定度は「D型」とする。)

$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 4.0 \times 10^{-4} / 0.5 \\ &= 1.0 \times 10^9 \text{ (GBq/h)} \\ &= 1.0 \times 10^{18} \text{ (Bq/h)} \end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点 (風下方向) にて実測された空間放射線量率

⇒ 50mGy/h (5.0 × 10<sup>4</sup>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> : 4.0 × 10<sup>-4</sup> μGy/h (放出高さ 140m, 距離 120m)

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

※放射性よう素の放出放射能率は、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。

3. 可搬型モニタリング・ポストの設置場所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・ポストの設置場所を通過するわけではなく，隙間を通過するケースも考えられる。そのため，設置する可搬型モニタリング・ポストの検知性について，以下のとおり確認を行った。

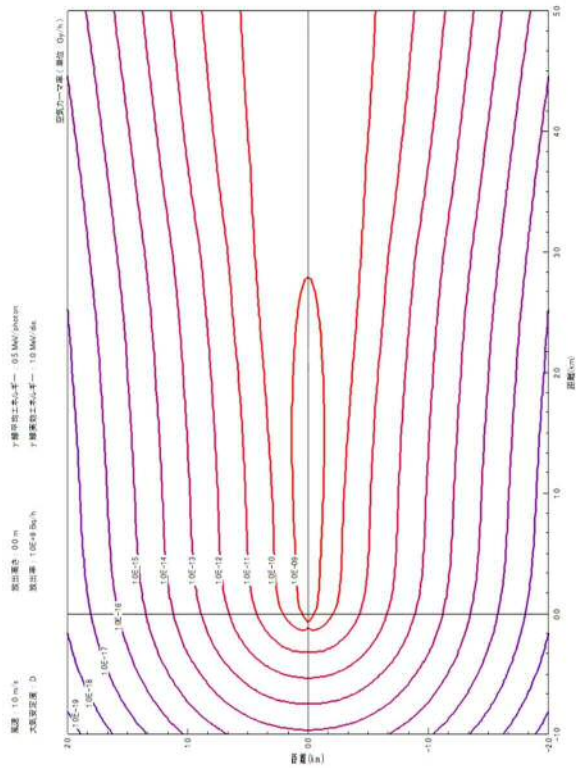
(1) 評価条件

第1表の条件において，空間ガンマ線線量率の等値線図（第2図）及び風下軸上空間ガンマ線量率図（第3図）を用いて，各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの検知性を評価した。

第1表 空間ガンマ線線量率図を用いた大気拡散評価

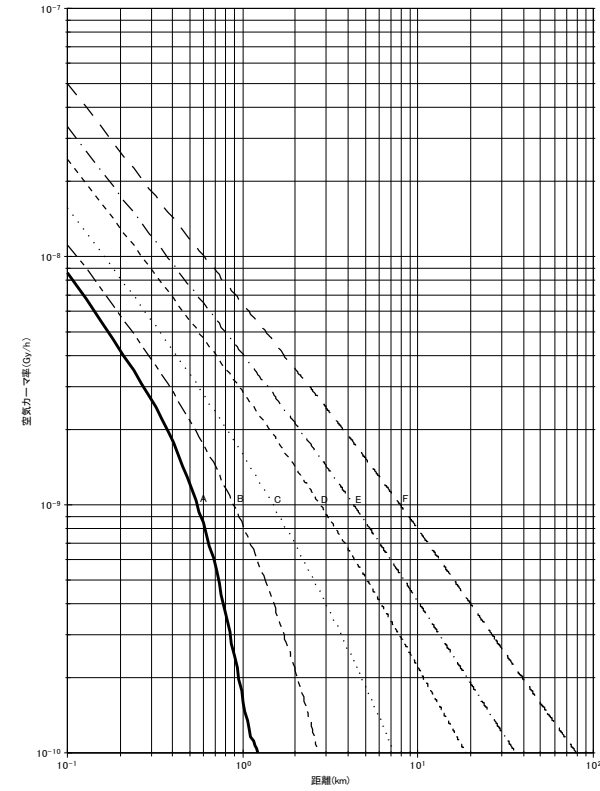
項目	設定内容	設定根拠
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m/sを設定した。
風向	8方位	各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置方位を考慮した。
大気安定度	D（安定）	東海第二発電所構内において，最も出現頻度の高い大気安定度を採用した。
放出位置	原子炉建屋原子炉棟地上高	放射性物質が拡散せずにモニタリング・ポストの隙間を通過する条件として格納容器からの漏えいを想定した。
評価地点	各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知性を確認するため





第 2 図 空間ガンマ線量率の等値線図

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 0.0 m 放出率: 1.0E+9 Bq/h  
 γ線平均エネルギー: 0.5 MeV/ photon γ線実効エネルギー: 1.0 MeV/ds



第 3 図 風下軸上空間ガンマ線量率図

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/Code 2004-10）

(2) 評価結果

各風向におけるモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの線量率を読み取り（第4図）、感度をまとめた結果を第2表に示す。ここでは風向による差を確認するために、風下方向の評価地点での線量率を1と規格化して求めた。風下方向に対して隣接するモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストは約2桁低くなるが、各モニタリング・ポスト／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0.015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。

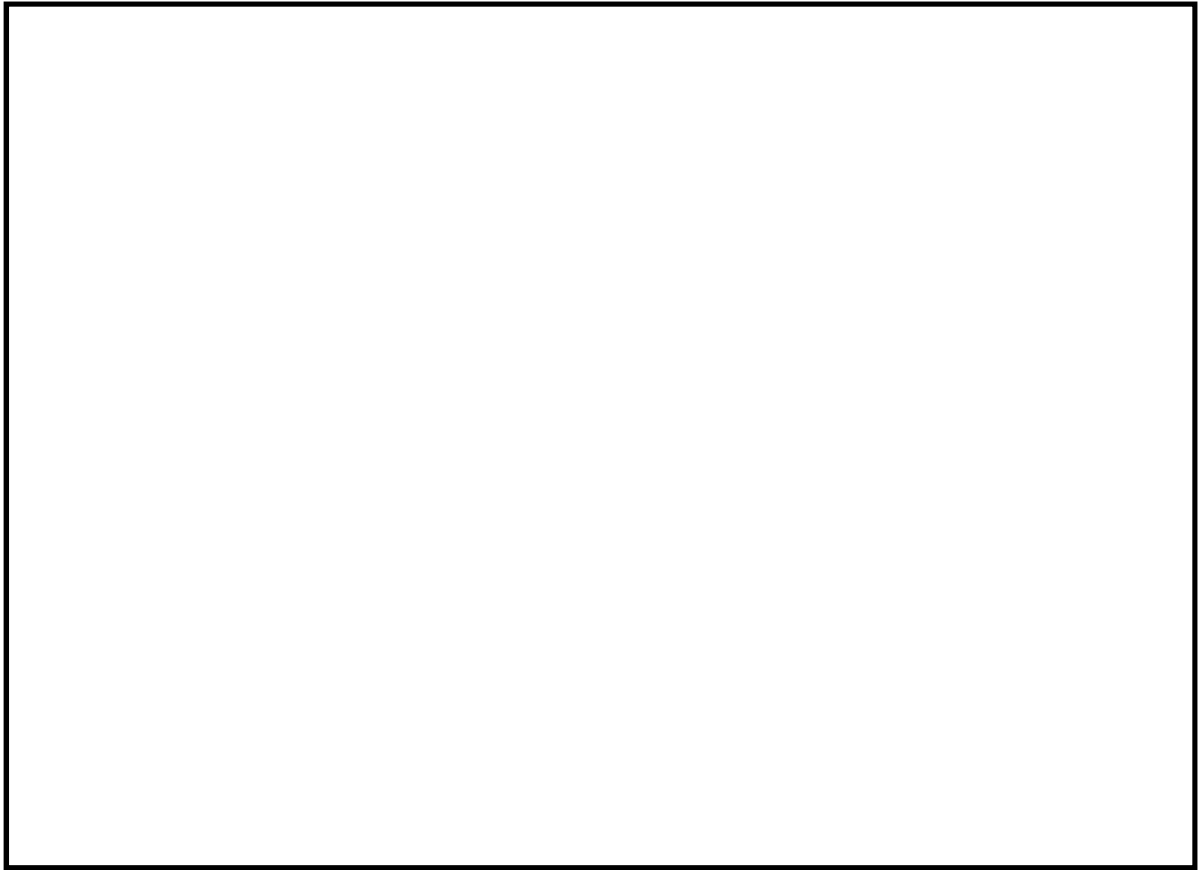
第2表 各風向における評価地点での線量率の感度

		風向							
		SW	S	SE	E	NE	N	NW	W
／ 可搬型 モニタリング モニタリング モニタリング モニタリング ポスト ポスト	可搬型 M/P (NE)	<b>1</b>	<u>0.071</u>	0.075	0.011	0.002	0.001	0.002	0.010
	MP-D (N)	0.001	<b>1</b>	0.008	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-C (NW)	0.001	0.021	<b>1</b>	0.002	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-B	0.001	0.003	<u>0.250</u>	<u>0.167</u>	0.001	0.000	0.000	0.000
	MP-A (W)	0.000	0.001	0.025	<b>1</b>	0.001	0.000	0.000	0.000
	可搬型 M/P (SW)	0.008	0.021	0.050	0.111	<b>1</b>	0.010	0.002	0.001
	可搬型 M/P (S)	0.008	0.014	0.075	0.022	<u>0.060</u>	<b>1</b>	<u>0.015</u>	0.002
	可搬型 M/P (SE)	0.010	0.021	0.075	0.017	0.008	<u>0.015</u>	<b>1</b>	<u>0.015</u>
	可搬型 M/P (E)	<u>0.075</u>	0.071	0.100	0.017	0.008	0.005	<u>0.015</u>	<b>1</b>

※太字：風下方向の線量率の感度（1と規格化した方位）

下線：それぞれの風向に対し、最も感度が高いもの

■：下線で示したもののうち、最も低い値となるもの



第4図 可搬型モニタリング・ポスト設置場所と線量率（風向S Wの例）

#### 4. 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、放出放射能を推定するために周辺監視区域内で空間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150mSv/h程度（炉心から最も近い場所に設置する可搬型モニタリング・ポストの距離約200mの場合）が必要と考えられる。

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、設置場所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（2011.3.15 9:00）であった。これを基に炉心から約200mにおける値を計算すると線量率は約13～150mSv/hとなる。

第3表 炉心からの距離と線量率の関係

炉心からの距離	線量率
原子炉建屋から最も近い可搬型モニタリング・ポスト設置場所 約 200 (m)	約 13～150 (mSv/h) ※
福島第一原子力発電所の正門付近 約 900 (m)	約 11 (mSv/h)

※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

5. 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（6個）により6日間以上連続で稼働可能であり、6日後からは予備の外部バッテリー（4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する。なお、外部バッテリーは、緊急時対策所に保管し、通常時から充電を行うことで、6日目に確実に交換できる設計とする。

また、10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、移動時間含めて約310分である。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：東海第二発電所
- ・ ソースターム：格納容器ベント実施
- ・ 評価点：スクラビング水補給作業場所  
(可搬型モニタリング・ポストの設置場所よりも線源に近い場所を選定した。)
- ・ 大気拡散条件：評価点における相対濃度及び相対線量を参照
- ・ 評価時間：約270分<sup>※</sup>
  - ※事前打合せ及び資機材準備は緊急時対策所内で行うため評価対象としない。
  - 緊急時対策所及びモニタリング・ポスト代替の可搬型MPに係る作業：約175分  
(移動合計時間約125分+作業時間10分×上記5か所)
  - 発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の可搬型MPに係る作業：約95分  
(移動合計時間約45分+作業時間10分×上記5か所)
- ・ 作業開始時間：事故発生後から6日後（144時間後）から作業開始
- ・ 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

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャイン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（クラウドシャイン）及び放射性物質の吸入による内部被ばく，

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャイン）

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	144
作業に係る被ばく線量 (mSv)	約 19

## 放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視し、及び測定し、並びに記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取し、及び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、原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の協力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及び放射能観測車の写真を第1表に示す。

第1表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	N a I ( T l ) シンチレーション	BG $\sim$ 10 <sup>8</sup> nGy/h	記録紙	1
		半導体			
	ダスト モニタ	プラスチックシンチレーション	0 $\sim$ 10 <sup>5</sup> S <sup>-1</sup>	記録紙	1
		Z n S ( A g ) シンチレーション			
	よう素 測定装置	N a I ( T l ) シンチレーション	0 $\sim$ 10 <sup>5</sup> S <sup>-1</sup>	記録紙	1

<p>(その他主な搭載機器) 個数：各1台</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ダスト・よう素サンプラ</li> <li>・風向，風速計</li> <li>・無線通話装置</li> </ul>	 <p>(放射能観測車の写真)</p>
--	---

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

1. 操作の概要

- (1) 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・よう素サンプラを設置し、試料を採取する。
- (2) 可搬型放射能測定装置は緊急時対策所（T.P. 約23m）に保管し、リヤカー等で測定場所に運搬し、試料採取する。
- (3) 採取したダスト用ろ紙及びよう素用カートリッジを、可搬型放射能測定装置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30分／箇所

○所要時間：移動を含め1箇所の測定は、約110分

※試料採取場所により、所要時間に変動あり

第1表 ダスト・よう素の採取及び測定に使用する可搬型放射能測定装置の写真

		
<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能測定装置にて測定し、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

$$\begin{aligned} & \text{空気中ダストの放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/min}^{-1}\text{)} \times \text{試料のNET値 (min}^{-1}\text{)} / \text{サンプリング量} \\ & \quad \text{(L)} \times 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

#### (2) 空気中よう素の放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中よう素の放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/}\mu\text{Gy/h)} \times \text{試料のNET値 (}\mu\text{Gy/h)} / \text{サンプリング量 (L)} \times 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

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 $3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ 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。



第1図 放射性物質の濃度の測定例

可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

1. 操作の概要

- (1) 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を採取する。また、海水の採取深度は表層（海面～2m程度）とする。（参考1参照）
- (2) 採取用資機材は緊急時対策所（T.P. 約23m）に保管し、リヤカー等にて採取場所に運搬し、海水を採取する。
- (3) 採取した海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110分／箇所

第1表 海水採取に使用する資機材の写真，測定方法等（1/2）

	
<p>採取用資機材の写真</p>	<p>海水の採取写真</p>

第1表 海水採取に使用する資機材，測定方法等（2/2）

【測定方法】

- ・採取用資機材にて，海水を採取する。
- ・採取した海水をポリ容器に移す。
- ・採取した海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) 海水の放射性物質の濃度の算出式

海水の放射性物質の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

= 換算係数 (Bq/μGy/h) × 試料のNET値 (μGy/h) / 試料量 (cm<sup>3</sup>)

「総合モニタリング計画（平成28年4月1日改訂 モニタリング調整会議）」

を踏まえ、海水の採取深度を「表層（海面～2m程度）」とする。

別紙

## 海域モニタリングの進め方

### 1 実施内容

海水、海底土及び海洋生物の実施内容と総合モニタリング計画の関係は、以下のとおりである。

表1：海域モニタリングの実施内容

試料	海域モニタリングの実施内容	総合モニタリング計画内の該当する目的
海水	放射性セシウムを中心とする放射性物質濃度の把握	⑥
海底土※	放射性セシウムを中心とする放射性物質の分布状況、経時的な移動の様子把握	⑥
海洋生物	放射性物質濃度とその経時変化の把握	②、③、⑤、⑥

※ … 土質の定性的な性状は必要に応じて把握する。

### 2 実施体制

原子力規制委員会、水産庁、国土交通省、海上保安庁、環境省、福島県、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）、研究機関、関係自治体、漁業協同組合等が連携して実施する。

### 3 実施海域

東京電力株式会社福島第一原子力発電所（以下「東電福島第一原発」という。）の周辺の以下の海域及び東京湾で実施する。

- (1) 近傍海域：東電福島第一原発近傍で監視が必要な海域  
※2号機排気筒と3号機排気筒の中間地点から概ね3kmの海域
- (2) 沿岸海域：青森県（一部）・岩手県から宮城県、福島県、茨城県の海岸線から概ね30km以内の海域（河口域を含み、近傍海域を除く）
- (3) 沖合海域：海岸線から概ね30～90kmの海域
- (4) 外洋海域：海岸線から概ね90km以遠の海域
- (5) 東京湾：河川からの放射性物質の流入・蓄積が特に懸念される閉鎖性海域である東京湾

### 4 実施計画

Cs-134及びCs-137を分析し、適宜その他の核種についても分析を行う。

4-1 海水

東電福島第一原発から漏えい等があった場合等には、必要に応じて東京電力、関係省庁が連携して、漏えい等の状況に応じた適切なモニタリングを実施することとする。

(1) 近傍海域

表2のとおり、モニタリングを実施する。

また、東京電力が海水を連続的に測定する設備を設置し、実施計画を見直すこととする。

表2：近傍海域の海水モニタリング

採取ポイント	核種	検出下限値 (Bq/L)	分析頻度	採取深度 <sup>※1</sup>	実施機関
T-1、T-2-1 (図4参照)	Cs-134	1	1回/日	表層	東京電力
	Cs-137	$1 \times 10^{-3}$	1回/週		
	I-131	1	1回/日		
	H-3	3	1回/週		
	Sr-90	$1 \times 10^{-2}$	1回/月		
	Pu-238 <sup>※2</sup> Pu-239+240 <sup>※3</sup>	$1 \times 10^{-5}$	1回/6ヶ月		
T-0-1、T-0-2 T-0-3、T-0-1A T-0-3A (図4参照)	Cs-134	1	1回/週	表層	東京電力
	Cs-137				
	H-3	3	1回/週	表層	
M-101、M-102、 M-103、M-104 (図4参照)	Cs-134	$1 \times 10^{-3}$	1回/月	表層	原子力規制 委員会
	Cs-137				
	H-3	$4 \times 10^{-1}$	1回/月	表層	
Sr-90	$1 \times 10^{-2}$				
F-P01、F-P02、 F-P03、F-P04 (図4参照)	Cs-134	$1 \times 10^{-3}$	1回/月	表層	福島県
	Cs-137				
	H-3	1			
	Sr-90	$1 \times 10^{-3}$			
	Pu-238 Pu-239+240	$1 \times 10^{-5}$			

※1… 表層：海面～2m程度

※2… Pu-238が検出された場合、U-234、U-235、U-238、Am-241、Cm-242及びCm-243+244<sup>※4</sup>も分析する。

※3… Pu-239+240は<sup>239+240</sup>Puであり、以後の表記も同様である。

※4… Cm-243+244は<sup>243+244</sup>Cmであり、以後の表記も同様である。

※… 海水の放射性物質濃度の目安を調査するため、必要に応じて全βを測定する。

出典：「総合モニタリング計画（平成28年4月1日改訂 モニタリング調整会議）」

## 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 10 台（予備 2 台）を配備し、空間放射線量率を監視、測定及び記録する。また、放射能観測車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放射能測定装置を配備し、放射性物質の濃度を監視、測定及び記録する。

また、原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車 11 台の協力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、サーベイ車、可搬型ダスト・よう素サンプルラ、サーベイ・メータ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（サーベイ車）

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車を1台配備している。

サーベイ車の仕様を第1表に、サーベイ車の写真を第1図に示す。

第1表 サーベイ車の仕様

主な搭載機器	計測範囲	台数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	1
Na Iシンチレーションサーベイ・メータ	B. G. $\sim 3.0 \times 10^4 \text{nGy/h}$	1
GM汚染サーベイ・メータ	B. G. $\sim 99.9 \text{km}^{-1}$	1
電離箱サーベイ・メータ	0.001 $\sim 1000 \text{mSv/h}$	1



第1図 サーベイ車の写真

(2) 可搬型放射能測定装置

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，サーベイ車に搭載する他，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（緊急時対策所に，1台（予備1台））



第2図 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（緊急時対策所に，2台（予備1台））



第3図 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

- ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ

(緊急時対策所に, 2 台 (予備 1 台))

- ・  $\beta$  線サーベイ・メータ

(緊急時対策所に, 2 台 (予備 1 台))

- ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ

(緊急時対策所に, 2 台 (予備 1 台))

各種サーベイ・メータの写真を第 4 図に示す。



第 4 図 各種サーベイ・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。

- ・ G e  $\gamma$  線多重波高分析装置
- ・ ガスフロー式カウンタ

	
G e $\gamma$ 線多重波高分析装置の写真	ガスフロー式カウンタの写真

第 5 図 自主対策設備の写真

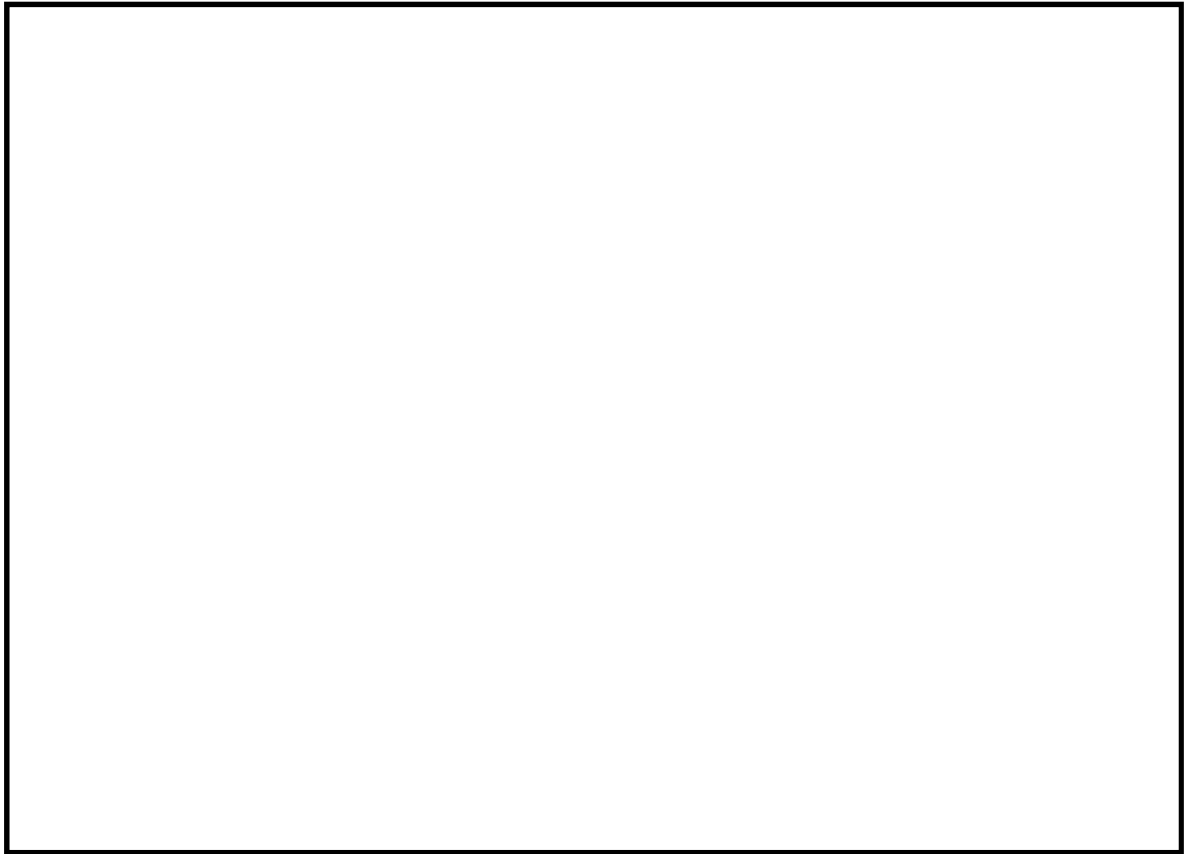
#### (4) 海上モニタリング

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、小型船舶により周辺海域の放射線量を電離箱サーベイ・メータで測定し、その結果を記録するとともに、可搬型ダスト・よう素サンプラで空気中の放射性物質のサンプリングを、採取用資機材で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、下船後、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータを用いて空気中及び海水の放射性物質の濃度を測定し、結果を記録する。なお、海上モニタリングは海上の状況等から安全上の問題がないと判断できた場合に行う。

小型船舶の仕様等を第2表に、保管場所及び運搬ルートを第6図に示す。

第2表 小型船舶の仕様等

項目	内容
台数	1台（予備1台）
最大積載重量	350kg以上
モニタリング時に持ち込む 重大事故等対処設備等	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 採取用資機材：1式
保管場所	可搬型設備保管建屋（南側，西側）
移動方法	小型船舶を保管している可搬型設備保管建屋から船舶運搬車両を用いて岸壁まで運搬する。




第 6 図 小型船舶の保管場所及び移動ルート

(5) 土壌モニタリング

発電所敷地内の土壌を採取し、 $\beta$ 線サーベイ・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。また、地表面から深さ5cmまでの表層土壌を測定試料とする。（参考1参照）

第3表 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	
測定風景： 	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を測定する。

## 参考 1

「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成4年文部科学省）」を踏まえ、地表面から深さ5cmまでの表層土壌を測定試料とする。

### 第 11 章 土 壌

地表面から深さ5cmまでの表層土壌を測定試料に調製する前処理方法および保存方法について示す。室内の汚染を防止するため、乾燥処理は行わず、湿土のまま測定試料とする。測定容器として小型容器を用いるときの方法を示す。なお、本法は河底土、湖底土、海底土にも適用できる。

#### 11.1 必要な機器、用具等

- ① ガンマ線用シンチレーションサーベイメータ
- ② 小型容器（容積100ml程度）
- ③ 測定容器を封入するポリエチレン袋

#### 11.2 試料搬入時の注意点

- ① 試料の採取地および採取日を確認する。
- ② 200g以上の表層土壌を用意する。
- ③ 採取した試料については、サーベイメータで放射能レベルを確認し、その結果を基に、分析者の被ばく防止、前処理を行う際の汚染防止および供試量の決定等について適切な措置をする。

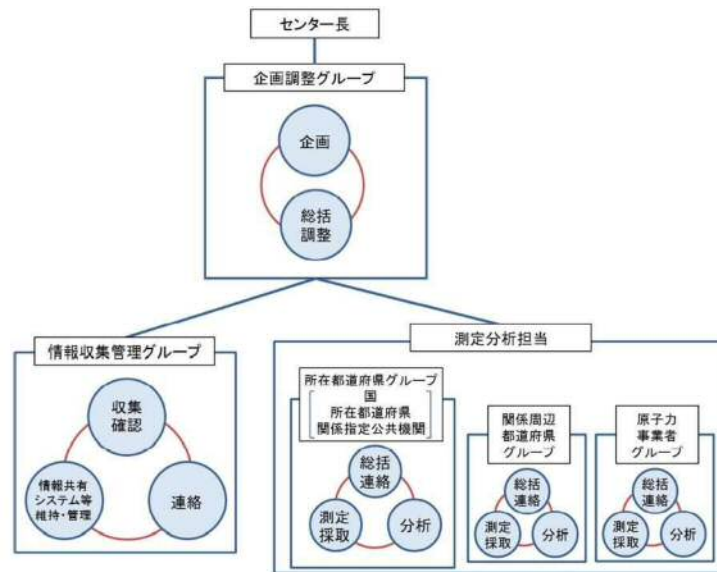
#### 11.3 試料の前処理方法

- ① 混入している大きな草木、根、石礫等は取り除く。
- ② 小型容器の風袋重量を測る。
- ③ 湿土のまま、約100gを小型容器に入れる。残り約100gは、乾土率を測定するため、そのまま保存する。
- ③ 試料の上面を軽く圧縮して、円柱形とし、測定試料とする。
- ④ 蓋をして、試料の厚さをはかり、測定試料とする。
- ⑤ 重量をはかり、先の風袋重量を差引き、測定試料重量を求める。

出典：「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成4年文部科学省）」

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 29 年 3 月 22 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、第 1 図及び第 1 表のとおり国，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。



第 1 図 緊急時モニタリングセンターの体制図

第 1 表 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，所在地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，所在地道府県，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，所在地道府県，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>所在地道府県，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 事故の発生時刻及び場所
- ② 事故原因、状況及び事故の拡大防止措置
- ③ 被ばく及び障害等人身災害に係わる状況
- ④ 発電所敷地周辺における放射線及び放射性物質の測定結果
- ⑤ 放出放射性物質の種類、量、放出場所及び放出状況の推移等
- ⑥ 気象状況
- ⑦ 収束の見通し
- ⑧ 放射性物質影響範囲の推定結果
- ⑨ 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、原子力災害時における原子力事業者間協力協定（以下「原子力事業者間協力協定」という。）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<sup>※</sup>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，  
避難退避時検査およ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 N a I シンチレーションサーベイ・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 局舎屋上等の洗浄等を行う。
- ④ 除草，土壌の撤去，落ち葉の撤去等を行う。
- ⑤ N a I シンチレーションサーベイ・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，予め養生を行う。

### ・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。

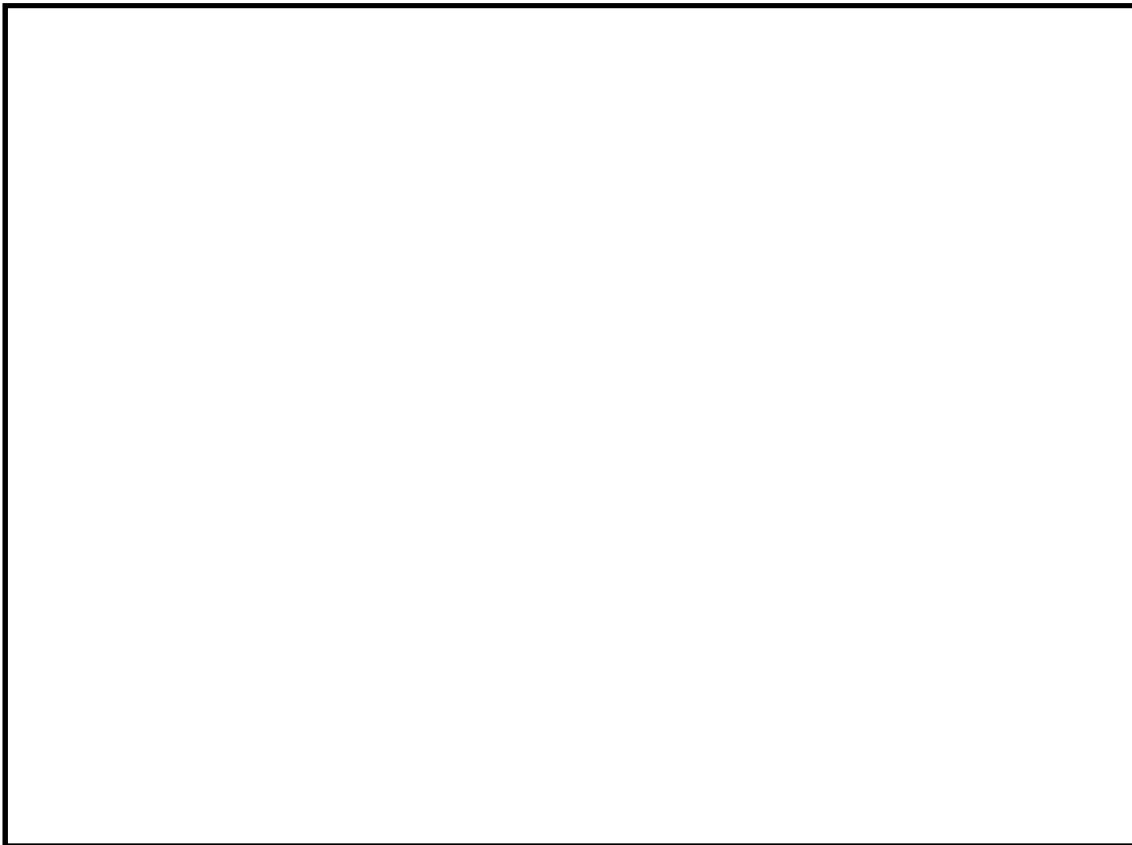
- ① NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。
- ② 予め養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ③ 除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
- ④ NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

## 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はモニタリング・ポストの平常時の空間放射線量率レベルとする。ただし，汚染の状況によっては，平常時の空間放射線量率レベルまで低減することが困難な場合があるため，可能な限り除染を行い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第1図に、測定項目等を第1表に示す。



第1図 気象観測設備配置図

第1表 気象観測設備の測定項目等

気象観測設備	
 <p>【超音波風向風速計】 (地上高さ)</p>	 <p>【ドップラーソーダ (風向風速計)】 (排気筒高さ)</p>
 <p>【日射計(左),放射収支計(右)】</p>	 <p>【温度計】</p>
 <p>【雨量計】</p>	
<p>台数：1式 (測定項目) 風向<sup>※</sup>，風速<sup>※</sup>，日射量<sup>※</sup> 放射収支量<sup>※</sup>，雨量，温度</p>	<p>(記録) 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へ伝送し，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」に定める測定項目

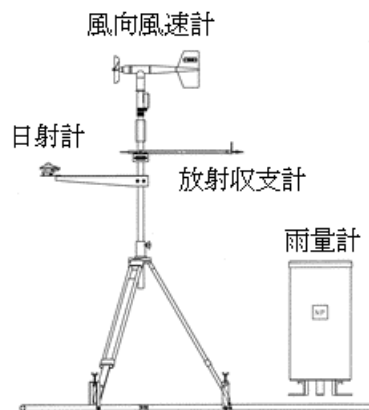
## 可搬型気象観測設備による気象観測項目の測定

## 1. 操作の概要

- 重大事故等発生後に、気象観測設備である風向風速計、日射計、放射収支計及び雨量計のうちいずれかが機能喪失した場合に使用する。
- 可搬型気象観測設備は緊急時対策所（T.P. 約23m）に保管し、リヤカー等にて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：可搬型気象観測設備（1台）の設置：約100分※
- ※所要時間は可搬型気象観測設備の運搬時間を含む。



第1図 可搬型気象観測設備

## 可搬型気象観測設備

気象観測設備が機能喪失した際、可搬型気象観測設備を使用して風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量を測定し、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設置場所付近とする。

- 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

可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所を第1図、測定項目等を第1表に示す。

なお、放射能観測車に搭載している風向風速計にて、風向、風速を測定することも可能である。





第 1 図 可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

第1表 可搬型気象観測設備の測定項目等

項目	内容
台数	1台（予備1台）
測定項目	風向※，風速※，日射量※，放射収支量※及び雨量
電源	外部バッテリーを適宜交換することにより7日間以上連続稼働可能。交換頻度は2日に1回程度
記録	電子メモリにて記録
伝送	データは衛星回線にて，緊急時対策所へ伝送可能。
重量	本体（風向風速計等）：約40kg 外部バッテリー（5個）：約115kg

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

## 可搬型気象観測設備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、可搬型気象観測設備を用いて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，日射量及び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（昭和 57 年 1 月原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」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。

#### (1) 放出放射エネルギー

風向，風速及び大気安定度

#### (2) 大気安定度

風速，日射量及び放射収支量

#### (3) 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

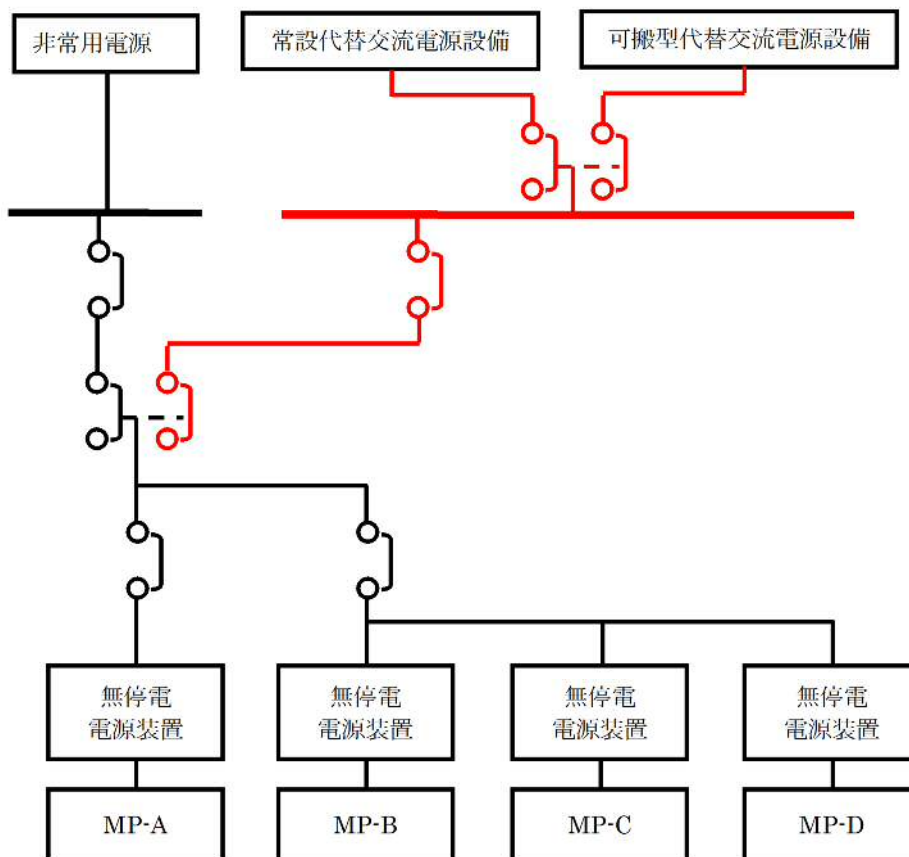
モニタリング・ポストの電源は、非常用電源に接続し、また無停電電源装置からの給電も可能としており、外部電源喪失時においても電源復旧までの期間機能を維持できる。代替電源設備としては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。

無停電電源装置の設備仕様を第1表に、モニタリング・ポストの電源構成概略図を第1図に示す。

第1表 無停電電源装置の設備仕様

名 称	個 数	容 量	発電方式	バックアップ時間※1	備 考
無停電電源装置	局舎毎に1台計4台	3.0kVA	蓄電池	約12時間	外部電源喪失時に自動給電し、電源復旧までの期間を機能維持する。

※1：バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷により算出



第 1 図 モニタリング・ポストの電源構成（概略図）

< 外観写真 >



無停電電源装置



常設代替交流電源設備



可搬型代替交流電源設備

第2図 モニタリング・ポストの電源構成（外観）